

INSS

JOURNAL

Journal of the Institute of Nuclear Safety System

Vol.32 2025



株式会社 原子力安全システム研究所
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

目 次

巻 頭 言

| | | | |
|-----|----------------------------|-------|---|
| F-1 | 仮想事故の評価から始まった終わりのない旅 | 近藤 駿介 | 1 |
|-----|----------------------------|-------|---|

論 文

社会システム研究所

| | | | |
|------|---|-------|----|
| SR-1 | 原子力発電の技術革新は公衆の受容において考慮されているか？ 応用研究におけるテキスト分析による米仏中の比較 | 藤田 智博 | 2 |
| SR-2 | Web 調査による動画の効果測定 －原子力発電の受容につながるのは脱炭素か自給率か－ | 北田 淳子 | 15 |
| SR-3 | エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション －若年層の原子力発電に対する関心の内容と大きさ－ | 山下 信二 | 34 |

技術システム研究所

| | | | |
|------|---|----------|-----|
| NT-1 | 熱疲労荷重に対する簡易弾塑性補正 (K _e 係数) に関する一考察 | 釜谷 昌幸 ほか | 49 |
| NT-2 | TT690 合金の SCC 進展速度に及ぼす温度の影響 | 寺地 巧 ほか | 67 |
| NT-3 | 照射ステンレス鋼の粒界劣化機構に関する検討 －粒界破壊に及ぼす照射誘起偏析とキャビティ形成の影響－ | 三浦 照光 ほか | 77 |
| NT-4 | STEM/EDS 元素マップに対する機械学習を用いたクラスタ抽出法の開発 －電子線照射した原子炉容器鋼への適用－ | 前田 悠希 ほか | 90 |
| NT-5 | 超微小試験技術 Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip (UTCT) の開発 | 藤井 克彦 ほか | 99 |
| NT-6 | T字合流部の逆流現象に対する数値シミュレーション (高温・高圧条件における熱伝達率の推定) | 三好 弘二 | 103 |

| | | | |
|-------|--|----------|-----|
| NT-7 | 2023年度関西電力大飯発電所3号機防災訓練 シナリオに基づく解析 | 川崎 郁夫 ほか | 113 |
| NT-8 | COBRA-ENのクロスフローモデルの検討 | 西田 浩二 ほか | 121 |
| NT-9 | 鉛直平板での凝縮熱流束に対する圧力の影響に関する数値解析 | 村瀬 道雄 ほか | 128 |
| NT-10 | 蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への凝縮熱流束の数値解析 | 高木 俊弥 ほか | 138 |
| NT-11 | TMI-2事故の炉心損傷,リロケーションのMAAP5解析 (Zr-水反応, 燃料棒のコラプス条件の影響評価) | 高浪 祐明 ほか | 149 |
| NT-12 | 統計的安全評価における機械学習モデルの適用 (量子回路学習における最適化法に関する検討) | 木下 郁男 | 159 |

資 料

社会システム研究所

| | | | |
|-----|--|-----------|-----|
| R-1 | 安全文化の質的な評価における生成AI活用に向けての課題検討 | 高城 美穂 ほか | 169 |
| R-2 | 現場観察を伴う安全活動に関する一考察 | 松井 裕子 | 179 |
| R-3 | 2024年度学校現場におけるエネルギー環境教育の実践に関するアンケート調査結果 | 西野 加奈江 ほか | 184 |

解 説

技術システム研究所

| | | | |
|-----|--|----------|-----|
| C-1 | 高調波法による超音波探傷試験技術開発への期待と現状 | 石田 仁志 | 192 |
| C-2 | 脱気高温水中における鋭敏化加工ステンレス鋼のSCC特性 -これまでの研究状況- | 山田 卓陽 ほか | 198 |

CONTENTS

Foreword

| | | | |
|-----|--|----------------|---|
| F-1 | The never-ending journey for safety that began with the evaluation of a hypothetical accident | Shunsuke Kondo | 1 |
|-----|--|----------------|---|

Articles

Institute of Social Research

| | | | |
|------|---|------------------|----|
| SR-1 | Are Technological Innovations in Nuclear Power Generation Considered in Public Acceptance? A Comparison of the US, France and China through Text Analysis in Applied Research Studies | Tomohiro Fujita | 2 |
| SR-2 | Measuring the Effectiveness of Videos through a Web Survey: Which Leads to Acceptance of Nuclear Power, Decarbonization, or Self-sufficiency? | Atsuko Kitada | 15 |
| SR-3 | Risk Communication in Energy Issues - The Content and Extent of Interest for Nuclear Power among Younger Generations - | Shinji Yamashita | 34 |

Institute of Nuclear Technology

| | | | |
|------|--|------------------------|-----|
| NT-1 | A study on simplified elastic-plastic correction (K_e factor) for thermal loading | Masayuki Kamaya et al. | 49 |
| NT-2 | Influence of Temperature on SCC Growth Rate in Alloy 690TT | Takumi Terachi et al. | 67 |
| NT-3 | A study on the mechanism of grain boundary degradation in irradiated stainless steels - Effects of radiation-induced segregation and cavity formation on grain boundary fracture - | Terumitsu Miura et al. | 77 |
| NT-4 | Development of a Method for Extraction Solute Atom Clusters from STEM/EDS Elemental Maps Using Machine-Learning - Application for an Electron-Irradiation RPV steel - | Yuuki Maeda et al. | 90 |
| NT-5 | Development of the Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip (UTCT) | Katsuhiko Fujii et al. | 99 |
| NT-6 | Numerical Simulation for Impinged Penetration Flow at a T-Junction (Estimation of Heat Transfer Coefficient under High-Temperature and High-Pressure Conditions) | Koji Miyoshi | 103 |

| | | | |
|-------|--|-------------------------|-----|
| NT-7 | Analysis based on Ohi unit 3 emergency exercise scenario of Kansai Electric Power Co., Inc. held in FY 2023 | Ikuro Kawasaki et al. | 113 |
| NT-8 | Evaluation of Cross Flow Models in COBRA-EN | Koji Nishida et al. | 121 |
| NT-9 | Numerical Simulation for Effects of Pressure on Condensation Heat Fluxes on a Vertical Flat Plate | Michio Murase et al. | 128 |
| NT-10 | Numerical Simulation for Condensation Heat Fluxes on a Vertical Flat Plate from Steam and Air Mixtures | Toshiya Takaki et al. | 138 |
| NT-11 | MAAP5 Analysis on the Core Damage and Relocation in the TMI-2 Accident (Evaluation of Zr-water Reaction, Fuel Rod Collapsing Condition) | Hiroaki Takanami et al. | 149 |
| NT-12 | Application of Machine Learning Models for Statistical Safety Evaluation (Investigation of Optimization Methods of Quantum Circuit Learning) | Ikuro Kinoshita | 159 |

Reference

Institute of Social Research

| | | | |
|-----|---|----------------------|-----|
| R-1 | Examining the challenges of using generative AI in the qualitative evaluation of safety culture | Miho Takagi et al. | 169 |
| R-2 | A study on safety activities conducted with on-site observations | Yuko Matsui | 179 |
| R-3 | Results of Questionnaire Survey on Energy and Environmental Education Practices at School Sites in Fiscal Year 2024 | Kanae Nishino et al. | 184 |

Commentary

Institute of Nuclear Technology

| | | | |
|-----|--|----------------------|-----|
| C-1 | Prospect of development of ultrasonic testing technology using high harmonic method | Hitoshi Ishida | 192 |
| C-2 | SCC Behavior of Sensitized and Cold-Worked Austenitic Stainless Steels in Deaerated High-Temperature Water -A Review of Current Studies- | Takuyo Yamada et al. | 198 |

— 巻頭言 —

仮想事故の評価から始まった終わりのない旅

The never-ending journey for safety that began with the evaluation of a hypothetical accident

近藤 駿介 (Shunsuke Kondo) *1



私が原子炉安全に関心を持ったのは、大学院進学後、高速炉の仮想事故の安全評価を依頼されたのがきっかけである。仮想事故とは、極めて起こり難いが起きたら重大な被害をもたらす事故である。高速炉は、燃料溶融が反応度事故を招くので、原子炉停止系は軽水炉に比べて多重化するが、それでも、それらが全て動作しないとして炉心溶融が発生したらどうなるかを調べてくれないかと誘われたのである。小生は、原子炉が最悪の状態でどう振る舞うかを知りたいという好奇心からこれを引き受け、原子炉挙動のモデリングと数値シミュレーションを完成させて完了と思ったが、出口にそれでこの炉は安全と言えるのかという問いが待っていた。

そこで、こうした状況の発生確率は極めて小さいと言えることが何より必要と考え、原子炉事故で放射性物質が環境に放出されるシナリオの発生確率を評価する方法の勉強を始めた。事故シナリオは故障の連鎖で表現できるから、その発生確率はそれぞれの故障が独立であれば故障確率の積で評価できるが、一連の故障に共通要因があると単純な積の取り扱いができない。どうするか？故障物理に基づくモデリングでこの扱い方を苦吟しているうちに、公表されたのが米国MITのラスムッセン教授らによる軽水炉リスク評価報告である。彼らは産業界の協力を得て機器故障の記録から共通要因故障の頻度を定量化し、データは語るとしてこの困難を乗り越えていた。

1979年に米国でTMI事故が発生した。誤って補助給水弁が閉じられているところに主給水ポンプが故障し、中央操作室では炉心状態の誤認が1時間にわたって続き、事態は悪化し、炉心溶融・放射性物質の放出に至り、周辺住民はてんで避難した。大統領の設置した事故調査委員会は、規則違反が放置されていた安全意識の欠如や操作室の計

器配置や人間機械系設計の欠陥を指摘した。これを受けて、我が国ではマンマシンインターフェースの高度化が大切とされ、大学でもコンピュータを用いた状態表示のあり方について、脳の情報処理機構にまで踏み込んで議論を始めたが、その間に、社会では我が国には原子力防災計画がないことが問題とされ、急遽、避難区域の大きさを決める作業を依頼され、これを徹夜で仕上げた。

1984年、イェール大学のペロー教授が著書『正常事故』において、原子力発電所のような複雑・緊密結合系では破局的事故は起きないとは言えない：その頻度は予測困難だとした。一方、固有安全炉という概念を打ち出したグループもいて、私もこの議論に参加した。

1986年に、チェルノブイリ事故が発生すると、原子力安全委員会は、設計基準事故に対する設計対策までを規制要求とする立場は変えずに、設置者に対して安全確保に万全を期す責任から過酷事故対策を自主的に採用することを奨励するとし、その内容の検討の場を立ち上げ、私は参加を求められた。ここでは、設備の地震による共通原因故障の扱いが最後まで課題になった。私は「疑わしきは保守的に」を主張したが、この課題の議論は困難を極めた。振り返って、この議論の不徹底が福島第一原子力発電所の過酷事故の発生を防止できなかったことに繋がったのではと思う時があり、忸怩たる思いである。

その後も、蒸気発生器細管破断事故、放射性物質の環境放出を伴ったJCO事故、インドの原子炉の津波被災等、原子炉の異常事態は内外で発生し、その度に疑しさの認識の困難さ、防災計画に対する社会の関心の高まりを感じた。今後もこの経験を忘れず、リスクを見積もり、社会の安心を積み上げていく営みを応援していきたいと考えている。

*1 株式会社原子力安全システム研究所 最高顧問会議 議長
東京大学名誉教授
東海大学国際原子力研究所所長
原子力発電環境整備機構(NUMO)相談役

原子力発電の技術革新は 公衆の受容において考慮されているか？ 応用研究におけるテキスト分析による米仏中の比較

Are Technological Innovations in Nuclear Power Generation
Considered in Public Acceptance?

A Comparison of the US, France and China through Text Analysis in Applied Research Studies

藤田 智博 (Tomohiro Fujita) *1

要約 原子力発電をめぐる一般の人々・公衆の受容にかかわる研究において、原子力発電の工学的・技術的側面の改善の扱い方には探究の余地がある。本稿では、その探究のための足がかりを得ることを目的とし、原子力発電を活用している各国のあいだでも技術的・工学的な挑戦が一樣ではないことに着目した。英文ジャーナル3誌を取り上げ、米仏中の国家間の比較に照準を合わせ、テキスト分析を実施した。結果として、単語やフレーズの出現頻度という点からは、国家間で相関係数が高くなった。他方、アメリカで nuclear waste, フランスで construction costs, 中国で public acceptance といったフレーズの出現頻度が高くなり、cost という単語は中国において出現頻度が低かった。

キーワード 原子力発電, テキスト分析, 技術, コスト

Abstract Studies in public acceptance of nuclear energy have not considered sufficiently technological aspects such as an innovation for safety improvement of nuclear power plants. However, there are some differences among countries which utilize nuclear power generation because the various technological challenges they face are not the same. As an initial step to tackle the problem of this insufficient consideration, this study carried out the quantitative text analysis of applied research studies written in English of three journals, focusing on a comparison of the US, France and China. As a result, in terms of the frequencies of certain word usages, correlation coefficients among countries were high. On the other hand, frequently, the bigram "nuclear waste" was found to be used in the U.S., "construction costs" was found in France, and "public acceptance" was found in China. It is noteworthy; the word "cost" was not found to be used much in China.

Keywords nuclear power generation, text analysis, technology, cost

1. はじめに

原子力発電の公衆・一般の人々への受容を考えるうえでのパラドックスは、大事故をはじめとするリスクの認識が公衆の受容に際してネガティブな影響を及ぼすことが予想される一方、自然災害に起因する事故をはじめとして、リスクを低減するような原子力発電所の技術的・工学的な試みが、公衆の受容に際して、ポジティブな影響を必ずしも及ぼすわけではないという、非対称性である。つまり、公衆の受容は、安全の確保をめぐる技術的・工学的な審査とは異なる側面をもつ。リスクコミュニケーションの研究

の必要性が認識されているのも、リスクをめぐる意思決定や判断に、技術的な説明では包摂されない、社会・人間的側面が作用しているからであろう。それゆえ、信頼、感情をはじめ、ヒューリスティックとも呼びうる、論理的な思考様式とは異なる思考様式が動員されることが指摘されてきた (Ho et. al, 2019; Ho et al.,2021)。

公衆の受容の局面において、しばしば前提とされてきたのは、図1に簡略的に図式化したように、原子力発電に対するベネフィットの認識が受容に肯定的に作用し、逆にリスクの認識は受容に否定的に作用するものの、それらの上流側に、事業者に対する信頼を配置するモデルであろう

*1 (株) 原子力安全システム研究所 社会システム研究所

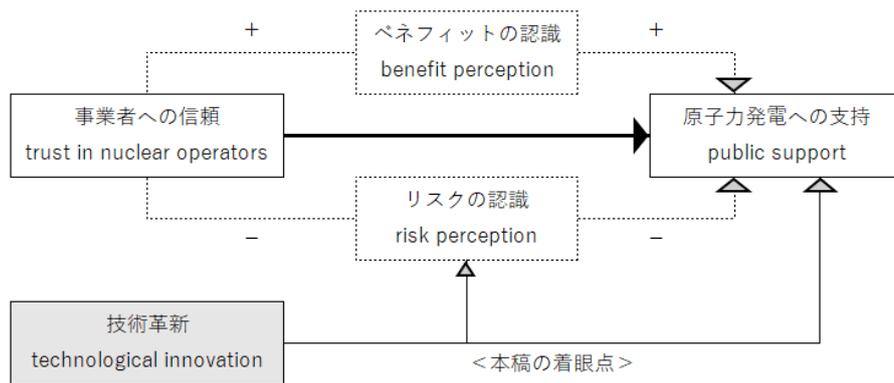


図1 原子力発電受容の心理的メカニズム
注) ただし、パス解析のパス図の記法にはしたがっていない

(e.g. Siegrist & Cvetkovich, 2002). 実証研究・経験的研究からはもう少し複雑であることが指摘されているものの (Ho et al., 2021; Fujita, 2025), このモデルのポイントは、ベネフィット認識やリスク認識が、事業者に対する信頼に規定されているということである。換言するならば、原子力発電事業者に代表されるステークホルダーに対する信頼さえ得られているならば、具体的なベネフィットやリスクをスキップできるという意味において、論理的な思考様式では説明され尽くされない、人間らしい側面を捉えているとってよい (図1の上半分)。

しかし、それによって問題が解決されるわけではない。そもそも上流側に配置された信頼が一朝一夕に養われる性質のものではないことに加え、信頼は一度喪失されるならば容易には回復しない (Slovic, 1993; Poortinga & Pidgeon, 2004; Whitfield et al., 2009)。また、信頼をすでに有している人やその反対の人の思考の様式にはうまく当てはまったとしても、信頼を有していない人から信頼を有している人への変化、どのように信頼が獲得されるのか、が説明されているわけではない。それゆえ、さらなる研究の深化が必要である一方、それとは異なる思考経路の探索がなされてもよいだろう。

一例を挙げるならば、放射性物質の拡散を抑止する工学的な設計の導入や、地震をはじめとする自然災害への追加的な備え・対策等が、自然災害やそれを起因とする事故がもたらすリスクの低減に寄与する側面は無視しえない。それゆえ、工学的・技術的介入と、公衆のリスク認識の低減やベネフィット認識の増進との関連を、より滑らかにするような試みも、研究の意義があるといつてよいだろう (図1の下部)。

本稿では、このような試みの一環として、原子力発電の社会的・人的側面を扱った、英語圏の先行研究群を取り上

げ、原子力発電をめぐる工学的・技術的側面が、公衆の受容をはじめとする社会的・人的側面の議論へとどのように接続されるのかを探索したい。既に指摘したように、技術的・工学的な議論と社会・人的側面の議論との接続が滑らかになされてきたとはいいがたい。リスクを低減するような試みから当然帰結されるシナリオに対して、論理的に素直な反応を示さないことこそ、人間や社会の側の性質であるとされてきたからである。しかし、技術としての原子力発電の導入や浸透の程度は、国によってバラツキがあり、同時に、各国の事業者や政策担当者はそれぞれの組織や国に応じた技術的・工学的課題を抱えていると考えられる。もちろん、放射性廃棄物の処分や気候変動への対応といった、各国に共通する課題やグローバルな課題もあるものの、高経年化に直面している事業者・国・地域、建て替えや新增設の問題に直面している事業者・国・地域もあろう。あるいは、2011年の福島原発事故を踏まえ、安全対策を強化した設計を導入した炉が新たに稼働している国もあるかもしれない。これらの多様性はどの程度考慮に入れられているだろうか。あるいは、このような多様性をどのようにして社会・人的側面を扱う研究へと接続していけるだろうか。

原子力発電の公衆の受容を、単純に扱った先行研究は数多くあり、必ずしも本稿の目的に合致するような研究ばかりではないことから、本稿ではテキストマイニングの手法を援用し、単語やフレーズの頻度、類似性、特徴から、この点を解明していく足がかりを得ることとしたい。

2. 国家間の多様性

世界を見渡してみるならば、原子力発電の商用利用が開始されてから半世紀以上が経過している。プラントの高

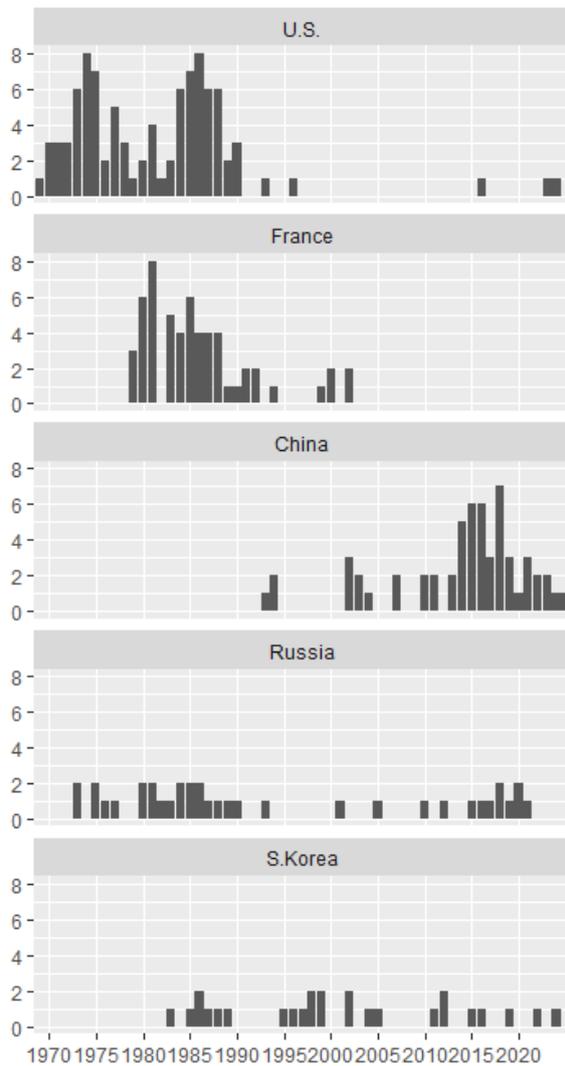


図2 現在稼働中の原子炉の商用運転開始年と基数
注) IAEA PRIS (2025年6月5日時点)

経年化への対策が進められ、廃炉が決断されている場合もある。あるいは、既設炉の退出に伴う供給力の低下や将来の電力需要を脱炭素電源で賄うことを視野に入れ、建て替えも選択肢の一つになっていると見てよいかもしれない。これらの判断や決断は、どこの国においても同じタイミングで同じようになされているわけではない。

図2に、IAEAが公開している各国の発電所のうち、稼働中 (operational) のものについて、商用開始年別に原子炉の数をグラフ化した。稼働中の炉を多く持つアメリカ、フランス、中国、ロシア、韓国の5か国を取り上げている。しばしば指摘されているように (村上, 2024)、原子力発電の導入や浸透の程度には、国家間でのバラツキが大きい。

国連に加盟している国が190か国以上あるが、原子力発電を商用利用している国はその4分の1にも満たない。また、稼働している原子力発電所の多くは、ここに掲載しているような一部の国に集中している。

これら5か国のうち、商用運転開始がもっとも古いのはアメリカであり、1970年にさかのぼる。図2のアメリカのグラフの形状を確認するならば、目立つ大きな山が2つある。1975年前後と1985年前後である。具体的には、1975年前後であれば、クーパー原子力発電所、カルバートクリフス原子力発電所等が運転を開始しており、1985年前後であれば、バイロン原子力発電所1号機等が運転を開始している。廃炉段階にあるため、図中には含まれていないものの、1979年の事故で知られることになったスリーマイル島原子力発電所2号機は、1978年に商用運転を開始している。ただ、1990年代後半以降、商用運転を開始しているプラントがまったくない期間が長く続き、2016年にワッツバー原子力発電所2号機、最近ではボーグル原子力発電所3号機・4号機が運転を開始している。

続くフランスであるが、グラフの形状を確認すると、アメリカの最初の山から少し右側にずれた位置に盛り上がりを確認することができ、1980年前後になる。具体的には、ブジェ原子力発電所2、3、4、5号機、グラブリーヌ原子力発電所、トリカスタン原子力発電所等が商用運転を開始している。そして、アメリカと類似しているが、2000年代後半以降に商用運転を開始しているプラントは近年に至るまでない。EPR (欧州加圧水型炉) を採用したことでしばしば話題になっているフラマンビル3号機は、データ取得時点で商用運転を開始しているわけではないため、図中には含まれていない。

3番目の中国であるが、グラフの形状はアメリカやフランスとはまったく異なっている。グラフの右側、2010年以降に山があることが見て取れる。この時期に運転を開始しているのは、福清原子力発電所、紅沿河原子力発電所、台山原子力発電所、海陽原子力発電所等であり、EPRやAP1000といった第三世代と分類される炉の商用運転が開始されており、中国が自主的に技術開発した華龍1号の商用運転も開始されている (海外電力調査会, 2024)。

ロシアであるが、アメリカと同様、商用運転開始は1970年代にまでさかのぼる。歴史の長さはアメリカ、フランスと類似している。ただ、グラフの形状から明らかのように、アメリカ、フランス、中国のような目立つ山はなく、特定の時期に商用運転開始が集中しているわけではない。1995年から2000年にかけては停滞していたものの、商用運転を開始している炉が、時期的な偏りなく、あると見てよい。海上浮揚式のアカデミック・ロモノソフも2020年に

商用運転を開始している。韓国の場合も、グラフの形状はロシアを全体として右にずらしたような形状をしており、商用運転開始が特定の時期に集中しているわけではない。2015年以降も、新古里3号機や4号機、新ハヌル1号機や2号機が商用運転を開始している。

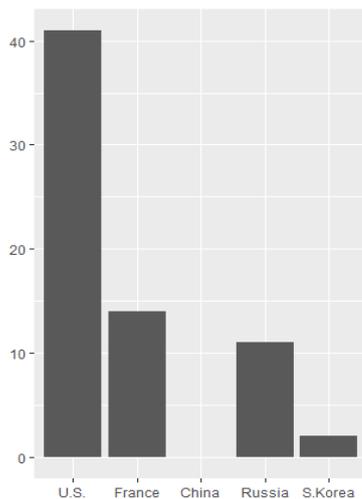


図3 廃炉段階にある炉の数 (国別)
注) IAEA PRIS (2025年6月5日時点)

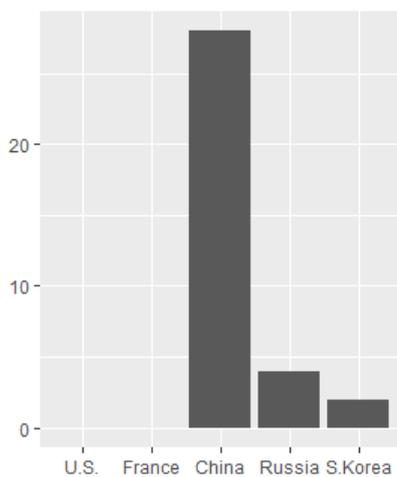


図4 建設中の炉の数 (国別)
注) IAEA PRIS (2025年6月5日時点)

図2に示したのが稼働中の炉の数であるのに対して、廃止が決まっている (permanent shutdown) 炉の数を示し

たのが図3である。アメリカが突出しており40を上回るのに対し、中国はゼロである。フランスやロシアも10を上回っている。他方で、建設中 (under construction) の炉の数を示したのが図4であるが、図3と対照的であり、中国において20を上回っており、突出していることが明らかであるのに対し、アメリカとフランスはゼロである。これらを踏まえると、原子力発電の分野において、中国がいずれアメリカに追いつき、そのうち追い抜くという議論も荒唐無稽なものではないことがうかがえよう。

このように、現在から世界を見渡してみるならば、原子力発電所の商用運転開始に先んじたのがアメリカやフランスであり、商用運転開始から50年や40年を超える炉を多く抱えている。運転開始が特定の期間に集中しているのであれば、運転期間についての制度にもよるが、数十年後には一気に活用できなくなる可能性がある。国や事業者によって想定しているエネルギーミックスや電源ポートフォリオは同じではないことから、他の電源とのバランスや電力需要等を考慮して判断がなされると考えられるものの、アメリカやフランスやそれらの国の事業者にとって、廃炉、建て替え、運転期間等について判断が必要になってくるのは明白であろう。この点と直接に関連するかどうかの検討は本稿の射程外であるが、フランスでは、2022年に応力腐食割れが頻発し、EDF(フランス電力会社)にとって大きな損失になったことも指摘されている(海外電力調査会, 2025)。

中国の場合、事情はこれら2つの国とは少し異なるのではないかと考えられる。多くの炉が2011年の福島原発事故後に商用運転を開始している。発電所の設備自体は新しく、アメリカやフランスのような課題に直面するのはまだ先のことであろう。他方で、中国で近年商用運転を開始した炉は、第3世代炉と分類されるような炉も多く含まれている。2011年の事故は、公衆への受容という観点からは、日本においてのみならず、世界の多くの国において、原子力発電に対するネガティブな意見を増加させたといわれる(Kim et al., 2013)。それにもかかわらず、原子力発電の導入を進めるならば、安全性をどのように担保するのかについて懸念が生じたとしてもおかしくない。それは、日本と地理的に近く、近年になって商用運転を開始している炉を抱える韓国も同様であろう。

整理するならば、アメリカやフランスであれば、高経年化が、中国や韓国であれば、2011年の事故後の新しい技術の導入と安全性の担保の仕組みが、技術的・工学的な課題としてのみならず、社会・人的な側面のとも接点を持ちうる課題として注目に値しよう。先行研究において、これらの傾向は反映されているだろうか。

本稿では、議論の着地点を明確にするために、リサーチ・クエスチョンを2つ設定しておきたい。一点目は、ここで確認してきたように、原子力発電の導入の時期や程度が異なるアメリカ、フランス、中国といった国において、国ごとの違いが先行研究においても反映され、見られるだろうか、という点である。とりわけ、アメリカとフランスが類似しており、中国が異なるといった傾向はあるだろうか。二点目は、主に中国を念頭におきつつ、安全性をめぐる技術革新が、公衆の受容の局面において考慮に入れられているだろうか、という点である。入れられているとするならば、それはいかにしてか。

先行研究は、当然のことながら詳細に検討されるべきであるものの、決して少なくない量であることに加え、本稿では国家間の特徴の違いに対応するような技術的・工学的側面に関心がある。それゆえ、テキストマイニングとも呼ばれるテキスト分析を援用し、出現している単語やフレーズの頻度、関連、傾向から、リサーチ・クエスチョンに一定の解を与えることとし、さらに踏み込んだ研究は別の機会に譲ることとしたい。

3. データと方法

3.1 データについて

テキスト分析の対象とするのは、Energy Policy (EP, エルゼビア社)、Energy Research and Social Science (ERSS, エルゼビア社)、International Journal of Energy Research (IJER, ワイリー社)という、英文ジャーナル3誌の研究論文である。これらは、原子力発電についての研究を含んでおり、かつ、技術的な観点のみならず、社会・人的観点からの研究を多く掲載している。ただ、原子力発電に関連して社会的・人的な側面を扱っていたとしても、下記の検索条件において研究論文の該当件数が少ない場合、論文の主題以上にジャーナルの特性によって、傾向の理解が阻害される可能性もあることから、分析対象から除外した。Risk Analysis 誌、Utilities Policy 誌がこの場合に該当する。

対象とする研究論文は、上記ジャーナルにおいて、次のような条件で検索し、抽出した。nuclear という単語をタイトルないしアブストラクトに含み、かつ、China, France, U.S. という単語を、タイトルないしアブストラクトに含む論文とした。つまり、検索条件は、nuclear AND China, nuclear AND France, nuclear AND (U.S. OR United States OR USA OR “the US”)である。ショート・コミュニケーション等、研究論文ではないものは除外した。また、テキスト分析の対象は、タイトルとアブストラクトとし、ハイライト

や本文は除いた。タイトルとアブストラクトはすべての論文で公開されており、共通性が高く、分析のためのデータ作成のハードルは高くない。加えて、研究目的のジャーナルであることから、本文の内容を適切に要約する重要な単語や要点を含んでおり、本稿にとって都合がよい。本文まで含めるならば、図表や写真の扱いをはじめ、手続きの統一や分析があまりにも煩雑になる。本稿の目的にとって、タイトルとアブストラクトのみで十分であると判断した。

以上のような条件のため、原子力発電の公衆の受容を正面から主題としている研究ばかりが含まれるわけではない。主要なテーマが、太陽光や風力といった再生可能エネルギーや自然変動電源の公衆の受容であり、原子力発電を比較対象としていることもあれば、純粋に技術的な側面を主題とした研究において国名が含まれていることもある。また、アメリカ、フランス、中国といった国名についても、一つの国のみが含まれる論文ばかりではなく、これらのうち2つあるいはすべてが含まれている論文もある。

表1 分析対象ジャーナルの件数の内訳

| 年 | EP | ERSS | IJER | 計 |
|-----------|-----|------|------|-----|
| — 1980 | 7 | 0 | 1 | 8 |
| 1980 — 84 | 12 | 0 | 1 | 13 |
| 1985 — 89 | 6 | 0 | 0 | 6 |
| 1990 — 94 | 11 | 0 | 1 | 12 |
| 1995 — 99 | 5 | 0 | 0 | 5 |
| 2000 — 04 | 6 | 0 | 0 | 6 |
| 2005 — 09 | 26 | 0 | 2 | 28 |
| 2010 — 14 | 52 | 2 | 1 | 55 |
| 2015 — 19 | 42 | 7 | 13 | 62 |
| 2020 — 24 | 27 | 23 | 10 | 60 |
| 計 | 194 | 32 | 29 | 255 |

分析対象とした論文の概要は表1に示した。論文の数は255件あり、そのうち約75%がEP誌である。ERSS誌は創刊が2014年と比較的新しいことから、2013年以前の論文はない。論文数は最近になるにしたがって、どのジャーナルにおいても多くなっているため、分析結果は比較的最近の傾向を反映することになるといってよいかもしれない。なお、アメリカ関連の単語を含む件数が138件、フランスという単語を含む件数が53件、中国という単語を含む件数が85件になる。合計が255件にならないのは、2つないし3つの国を含む研究論文があるためである。また、分析結果のセクションにおいて、「アメリカでは」、「フランスでは」、「中国では」といった記述がなされている場

合、タイトルないしアブストラクトに、それらの国名を含んでいる研究論文の集合的な特徴に言及していることに留意されたい。

タイトルとアブストラクトの平均単語数をジャーナル別で算出しているのが図 5 と図 6 になる。タイトルの平均単語数は 13 語であり、ERSS 誌のみ 16 語とやや多く、ジャーナル間で分散分析を実施すると有意になる(自由度 2, F 値 8.17, $p < 0.01$)。また、アブストラクトの平均単語数は 185 語であり、EP 誌が 176 語とやや少なくなっており、分散分析を実施すると有意になる(自由度 2, F 値 7.56, $p < 0.01$)。ジャーナル間で平均単語数に相違はあるものの、ウェイトの調整等はしない。なお、タイトルとアブストラクトの平均単語数の算出においては、後述するようなストップワードの除外はしていない。

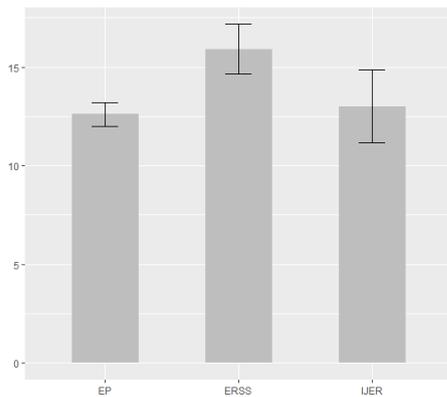


図 5 タイトルの平均単語数

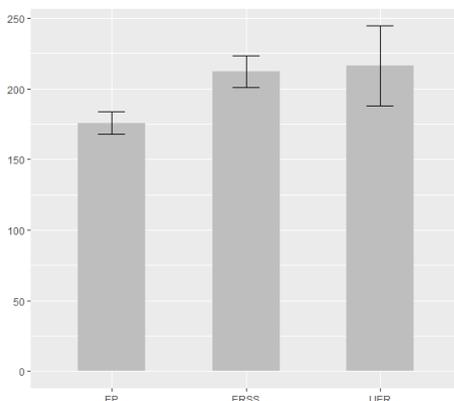


図 6 アブストラクトの平均単語数

3.2 分析の戦略

分析の戦略として、タイトルとアブストラクトをそれぞれ個別に分析する。

タイトルに対して、一単語一行の整然データ (tidy data, ロング形式ともいう) へと変換した後 (トークン化ともいう), the, of, and, in, a, for といった, 出現頻度は多いものの本質的な意味を持たないストップワードを除外する。その後, 国別で出現頻度の高い順に, 出現単語をソートする。上記の検索条件から示唆されるように, nuclear という単語, あるいは France, China, US といった国名に関連する単語が上位に来ることが容易に予想できる。

そして, nuclear energy のように, 単一の単語のみならず, 2 語連続して用いられるフレーズとして, バイグラム (bigram) も抽出し (この場合, 分析として意味をなす単位としてのトークンは 2 単語), 同様に, 出現頻度の高い順番で国別にソートする。この際にも, of the, in the, of nuclear, acceptance of というように, 1 番目ないし 2 番目の単語の双方もしくはどちらかに, ストップワードを含んでいる場合, 除外している。

さらに, 単一の単語であっても, バイグラムであっても, 国家間での類似度の指標として, ピアソンの積率相関係数を算出している。整然データへの変換, 変換した後のテキストマイニングは, フリーソフトウェアである R の tidytext というパッケージを使用しており, 以下の分析の多くは, このパッケージ作成者のテキストの手順を参照している (Silge & Robinson, 2016 大橋・長尾訳 2018)。

シングルワードであれ, バイグラムであれ, トークン化した後, 単語やフレーズの出現頻度に基づき国別に順位をソートする手順は誤解が少ない。しかし, 相関係数の算出に用いている数値については付記しておく。トークン化された単語やフレーズは, アメリカの場合であれ, フランスの場合であれ, 出現頻度は同じではない。nuclear (原子・核) という単語の場合, アメリカで 82 件, フランスで 43 件, 中国で 46 件である。これらの出現頻度をそのまま相関係数の算出に用いてはいない。国別に, まず, 各単語の総出現頻度を算出し, それを分母とする。続いて, nuclear という語の出現頻度を分子として配置し, その結果として得られた数値を, 当該単語の出現しやすさの指標として, 相関係数の計算に用いる。アメリカであれば, 出現単語の総数は 501 語であり, 各単語の出現頻度で積和を算出すると, 1124 になる。そして, nuclear という単語の出現頻度 82 を分子とし, 1124 を分母とすると, 0.073 が得られる。これと同じ作業をフランスの場合でも, 中国の場合でも

nuclear という語で実施する。アメリカとフランスと中国で、出現している単語のパターンが類似しているのであれば、出現しやすい単語は類似しているはずであり、そうであればこの指標を用いて計算された相関係数は、当然高くなるはずである。

注意点として、アメリカで出現している単語が、他の国で出現していない場合、欠損として扱うと、相関係数の計算の際に除外されてしまう。実際、Silge & Robinson (2016 大橋・長尾訳 2018)の手順に素直にしたがうと欠損値として処理されることになる。そのため、NA ではなく 0 を代入することとする。つまり、ある単語がアメリカの場合においてのみ出現しており、他の国において出現していない場合、他の国での出現しやすさは、欠損値 (NA) ではなく 0 とする。

一単語一行 (ないしパイグラム一行) の整然データにトークン化した後、トークン化されたデータを改めて見直し、適切に変換されているのかを確認している。そして、不適切であると考えられる場合、読み込む前のデータに修正を加えている。一例として、国名を意味する United States は unite という動詞に変換されカウントされてしまうため、united_states に修正し、Hong Kong の場合、hong と kong に分割されてカウントされてしまうため、hong kong に修正している。そのほか、全角から半角への修正等も実施している。

タイトルに対して実施した分析と同様のものを、アブストラクトに対しても実施する。タイトルは平均 13 単語であるのに対し、アブストラクトは平均 185 単語であることから、アブストラクトのほうが分析対象となる単語数は多くなるものの、分析内容自体は、タイトルの場合と同様である。

結果のセクションは、タイトル (シングルワード、パイグラム)、アブストラクト (シングルワード、パイグラム) の分析について、先のリサーチ・クエスチョンを念頭に置き、次のような指針におおむねしたがって記述した。

- ① 各国に共通する単語 (ないしフレーズ) について、出現頻度と順位を確認しピックアップする。他方で、その国の特徴と考えられる単語 (ないしフレーズ) は、出現頻度と当該国のなかでの順位、それ以外の国での頻度と順位をともに考慮してピックアップする。
- ② グローバルな課題である気候変動に関連する単語 (ないしフレーズ) は、出現頻度と順位を確認し、上位の語をピックアップする。

③ 安全性 safety と技術 technology に関連する単語 (ないしフレーズ) がどの程度用いられているのかを確認する。

④ 国家間のピアソンの積率相関係数を計算 (3 パターン) する。

4. 結果

4.1 タイトルの分析

4.1.1 シングルワード (タイトル)

タイトルにどのような単語が多く用いられているのかを、国別に集計後、降順にソートした結果が表 2 である。ストップワードを除外した後、アメリカであれば 501 語、フランスであれば 261 語、中国であれば 350 語出現しており、各国別の出現頻度上位の語を記載している。

表 2 単語の出現頻度・度数 (タイトル)

| | アメリカ | フランス | 中国 |
|---------------|------|---------------|---------------|
| nuclear | 82 | nuclear 43 | nuclear 46 |
| energy | 54 | energy 23 | china 35 |
| power | 40 | power 17 | energy 28 |
| united_states | 21 | france 13 | power 23 |
| plant | 20 | french 10 | china's 21 |
| policy | 20 | cost 8 | public 12 |
| cost | 18 | electricity 6 | carbon 11 |
| analysis | 11 | policy 6 | acceptance 10 |
| waste | 11 | climate 5 | analysis 10 |
| fuel | 10 | plant 5 | policy 9 |
| public | 9 | role 5 | system 9 |
| site | 9 | | fuel 8 |
| electric | 8 | | model 8 |
| reactor | 8 | | sector 7 |
| u.s. | 8 | | electricity 6 |
| electricity | 7 | | emission 6 |
| gas | 7 | | future 6 |
| renewable | 7 | | plant 6 |

どの国においても、nuclear, energy (エネルギー), power (力), policy (政策) という語が出現頻度の上位である。

アメリカであれば, waste (廃棄物) が 11 回, site (場所) が 9 回登場している. cost (コスト・費用) という単語は, アメリカやフランスにおいて多く出現しているもの (それぞれ 18 回と 8 回), 中国においては 5 回 (20 位・表外) とやや少ない. 中国においては, acceptance (受容) という単語は 10 回出現しているものの, アメリカとフランスでは上位に入っていない (ともに 1 回で, 順位はアメリカで 179 位, フランスで 72 位).

グローバルな環境問題である気候変動に関連する単語はどの国においても上位にいくつか出現している. 単語は完全に一致しているわけではないものの, アメリカで renewable (再生可能) が 7 回, フランスで climate (気候) が 5 回, 中国で carbon (炭素) が 11 回, emission (排出) が 6 回出現している.

安全性を意味する safety という単語は, どの国においても上位に登場していない. 順位が低いと, 表に記載されていないが, アメリカで 5 回 (26 位), フランスで 2 回 (33 位), 中国で 2 回 (68 位) である. 同様に, technology という語は, アメリカで 3 回 (56 位), フランス, 中国で 0 回である.

なお, ピアソンの積率相関係数を算出すると, アメリカ・フランス間で 0.86 ときわめて高く, アメリカ・中国間で 0.73, フランス・中国間で 0.69 となっている (検定はいずれも 0.1%水準で有意).

4.1.2 バイグラム (タイトル)

続いて, バイグラムを抽出し, 同様の分析を実施する. バイグラムについて上位の語を示したのが表 3 になる. ストップワードを除去した後, アメリカで 497 フレーズ, フランスで 225 フレーズ, 中国で 384 フレーズである. シングルワードと比較して極端に少ないわけでも多いわけでもない.

表 3 バイグラムの出現頻度・度数 (タイトル)

| アメリカ | |
|----------------|----|
| nuclear power | 30 |
| power plants | 14 |
| nuclear energy | 9 |
| energy policy | 7 |
| nuclear waste | 7 |
| nuclear fuel | 5 |
| power plant | 5 |

| | |
|---------------------|---|
| co2 emissions | 3 |
| construction costs | 3 |
| economic growth | 3 |
| electric power | 3 |
| energy systems | 3 |
| nuclear electricity | 3 |
| nuclear reactors | 3 |
| nuclear weapons | 3 |
| public opinion | 3 |
| public preferences | 3 |
| radioactive waste | 3 |
| renewable energy | 3 |
| waste disposal | 3 |

フランス

| | |
|--------------------|----|
| nuclear power | 12 |
| nuclear energy | 8 |
| climate change | 3 |
| construction costs | 3 |
| economic growth | 3 |
| energy policy | 3 |
| energy transition | 3 |
| french power | 3 |
| power plants | 3 |

中国

| | |
|---------------------|----|
| nuclear power | 14 |
| nuclear energy | 7 |
| public acceptance | 6 |
| china's nuclear | 5 |
| power sector | 5 |
| nuclear fuel | 4 |
| power plants | 4 |
| china's electricity | 3 |
| low carbon | 3 |

nuclear power (原子力), nuclear energy (原子力エネルギー), power plants (発電所) というフレーズはどの国にお

いても出現頻度が比較的多く上位にある。各国に特徴的なフレーズとして、アメリカで nuclear waste (原子力廃棄物) が 7 回, radioactive waste (放射性廃棄物), waste disposal (廃棄物処分) が各 3 回出現している。また, economic growth (経済成長) というフレーズが, アメリカで 3 回, フランスで 3 回出現しているものの, 中国では 0 回である。

同様に, construction costs (建設コスト・建設費用) というフレーズが, アメリカとフランスでそれぞれ 3 回出現しているのに対して, 中国においては 0 回である。先に, 中国においては, acceptance が上位に出現していると述べたが, バイグラムにおいても public acceptance (公衆・国民の受容) というフレーズが 6 回出現しており, アメリカ, フランスでは 0 回である。ただ, アメリカにおいては, public opinion (世論), public preferences (公衆・国民の選好) というフレーズは上位にある。

気候変動に関連するフレーズとして, アメリカで co2 emissions (二酸化炭素排出), renewable energy (再生可能エネルギー) が 3 回, フランスで climate change (気候変動), energy transition (エネルギー移行) が 2 回, 中国で low carbon (低炭素) というフレーズが 3 回出現している。

安全性にかかわるフレーズとしては, どの国においても nuclear safety (原子力安全) が 2 回ないし 1 回出現しているものの, アメリカで safety implication (安全にかかわる示唆), safety regulation (安全規制), safety regulator (安全の規制者) はいずれも 1 回, フランスで safety regulatory (安全規定) が 1 回, 中国で safety analysis (安全性分析) が 1 回である。

技術に関連するフレーズとしては, アメリカで energy technologies が 2 回, フランスでは含まれておらず, 中国で technology diffusion (技術伝搬) が 1 回, technology options (技術のオプション), carbon technology (炭素技術), generation technology (発電技術) がそれぞれ 1 回である。

なお, バイグラムについて相関係数を算出すると, アメリカとフランス間で 0.56, アメリカと中国間で 0.38, フランスと中国間で 0.33 である (検定はいずれも 0.1%水準で有意)。つまり, アメリカとフランスの類似度がやや高い。

4.2 アブストラクト

4.2.1 シングルワード (アブストラクト)

続いて, アブストラクトについても同様の分析をしていく。トークン化し, ストップワードを除去したところ, アメリカで 2675 語, フランスで 1675 語, 中国で 2003 語

である。国別に上位の語を, 出現頻度とともに示したのが表 4 である。どの国においても, nuclear, energy, power という語は 100 回以上出現しており, 共通している。上位 3 語はタイトルの場合とほぼ同じである。

他方, cost という語は, アメリカにおいてもフランスにおいても 4 位であり, それぞれ 168 回と 76 回登場しているものの, 中国においては 32 回 (38 位) と頻度がやや少なく, 順位も低い (表外)。また, フランスで特徴的であるのは market (市場) という語であり, 36 回 (8 位) 出現しているものの, アメリカでは 32 回 (62 位), 中国では 16 回 (101 位) と上位からは外れる。中国であれば, development (開発・発展) という語が 87 回で上位に登場しているものの, アメリカでは 47 回 (31 位), フランスでは 12 回 (64 位) であり, 同様に, acceptance という語は中国では上位に入っているものの, アメリカでは 3 回 (770 位), フランスでは 4 回 (254 位) と順位は低い。

表 4 単語の頻度・度数 (アブストラクト)

| | アメリカ | フランス | 中国 |
|---------------|------|-----------------|----------------|
| nuclear | 462 | nuclear 221 | nuclear 333 |
| energy | 344 | energy 125 | energy 231 |
| power | 211 | power 110 | power 160 |
| cost | 168 | cost 76 | china 132 |
| policy | 116 | france 52 | development 87 |
| plant | 102 | electricity 46 | fuel 82 |
| fuel | 101 | plant 43 | china's 79 |
| technology | 93 | market 36 | policy 79 |
| gas | 89 | system 36 | public 73 |
| reactor | 81 | country 35 | reactor 70 |
| increase | 72 | economic 35 | system 66 |
| electricity | 68 | study 35 | technology 66 |
| emission | 66 | result 34 | study 65 |
| result | 65 | french 31 | carbon 57 |
| renewable | 64 | construction 29 | coal 52 |
| united_states | 64 | reactor 29 | acceptance 50 |
| country | 62 | | base 50 |

気候変動に関連するフレーズとしては, アメリカで renewable が 64 回と上位, フランスで 26 回 (20 位), 中国で 31 回 (42 位) である。中国では carbon が 57 回 (アメリカで 45 回 32 位, フランスで 27 回 17 位), 二酸化炭素排出源と考えられる coal (石炭) が 52 回 (アメリカで 42 回 36 位, フランスでは 4 回 254 位) である。

safety という語は、アメリカで 20 回 (115 位)、フランスで 8 回 (111 位)、中国で 29 回 (45 回) と上位とはいいがたい。technology という語は、アメリカで 93 回 (8 位)、フランスで 24 回 (24 位)、中国で 66 回 (11 位) であり、比較的上位である。

相関係数を算出したところ、アメリカとフランス間で 0.92、アメリカと中国間で 0.88、フランスと中国間で 0.84 ときわめて高い (検定はいずれも 0.1%水準で有意)。上位に、同じような語が登場していることからもうかがえるように、同じような表現が用いられていると考えられる。

4.2.2 バイグラム (アブストラクト)

アブストラクトのバイグラムを国別で集計し、出現頻度の順番でソートしているのが表 5 である。アメリカで 4798 フレーズ、フランスで 2085 フレーズ、中国で 3372 フレーズ出現している。これを確認すると、どの国においても共通しているのが nuclear energy, nuclear power, power plants といったフレーズである。

表 5 バイグラムの頻度・度数 (アブストラクト)

| アメリカ | |
|-------------------|-----|
| nuclear power | 143 |
| nuclear energy | 61 |
| natural gas | 45 |
| power plants | 31 |
| climate change | 25 |
| nuclear waste | 25 |
| renewable energy | 25 |
| energy policy | 22 |
| power plant | 22 |
| energy sources | 21 |
| energy efficiency | 20 |
| nuclear reactors | 16 |
| fossil fuels | 15 |
| nuclear fuel | 15 |
| co2 emissions | 14 |
| economic growth | 14 |
| fuel cycle | 12 |
| spent fuel | 12 |

| フランス | |
|--------------------|----|
| nuclear power | 73 |
| nuclear energy | 35 |
| economic growth | 22 |
| power plants | 18 |
| climate change | 14 |
| co2 emissions | 13 |
| energy consumption | 10 |
| energy system | 9 |
| construction costs | 8 |
| french nuclear | 8 |
| energy transitions | 7 |
| low carbon | 7 |
| 中国 | |
| nuclear power | 95 |
| nuclear energy | 62 |
| public acceptance | 35 |
| power plants | 22 |
| spent fuel | 22 |
| renewable energy | 21 |
| energy development | 20 |
| fuel cycle | 17 |
| nuclear industry | 17 |
| china's nuclear | 16 |
| perceived benefit | 16 |
| power sector | 16 |
| perceived risk | 14 |
| power plant | 14 |
| power generation | 12 |
| economic growth | 11 |
| global nuclear | 11 |
| natural gas | 11 |
| nuclear fuel | 11 |

国別であれば、アメリカで nuclear waste という語が 25 回 (5 位) 出現しているものの、フランスで 3 回 40 位、中国で 6 回 45 位である。フランスでは construction costs が

8回(アメリカで12回17位, 中国で0回), energy transition が7回(アメリカで0回, 中国で1回488位), 出現している。中国で, public acceptance というフレーズが35回登場しているが, アメリカで1回572位, フランスで2回(79位)である。

気候変動関連では, climate change というフレーズが, アメリカで25回, フランスで14回出現している。そのほか, renewable energy, co2 emissions, low carbon といったフレーズも共通している。

安全性に関連する点であれば, nuclear safety というフレーズが, アメリカで7回, フランスで4回, 中国で7回であり, 全体のなかでの順位は必ずしも高くない。アメリカで safety regulation(s)が6回, フランスで safety regulation, safety standards (安全基準)が各1回である。中国では, safety analysis, safety regulation, safety standards, safety technology がそれぞれ2回である。技術に関連する点では, nuclear technology (複数形も含む)が, アメリカで7回, フランスで3回, 中国で10回である。フランスで technology innovation が1回, 中国で, safety innovation が2回出現している。

相関係数を確認すると, アメリカとフランス間で0.75であり, アメリカと中国間で0.68であり, フランスと中国間で0.65である(いずれも0.1%水準で有意)。シングルワードの場合より相関係数の値そのものは低いものの, 決して低くない値であるといつてよい。

4.3 直接の比較

これまでの結果の分析はいずれも単語ないしフレーズの国別の出現頻度と順位に基づくものであった。相関係数も算出しているものの, 類似度の程度以上のことは判明しない。そこで最後に, フレーズの出現しやすさを直接比較する。アメリカ, フランス, 中国におけるあるフレーズの出現のしやすさについて, そのフレーズの出現頻度を分子, それ以外のフレーズの出現頻度を分母として, それぞれの国で数値化する(オッズの算出)。それから, アメリカを基準(分母)とし, それ以外のフランスと中国を分子として, 当該の単語ないしフレーズがどの程度出現しやすいかを数値化する(オッズ比の算出)。この値が1に近い場合, アメリカと比較した際の当該国のフレーズの出現しやすさが大きく変わらないことを意味する。1より大きければ, 出現しやすさがアメリカより大きくなり, 逆に0に近ければ, 出現しやすさはアメリカにおいて大きくなることを意味する。

どの国においても出現頻度が多く, 上位に入っているフレーズ3つ, どの国においても共通の課題であると考えられる気候変動に関連するフレーズ4つ, 各国の特徴的なフレーズを3つ取り上げ, 比率を算出し, 定量的に示したのが次の表6である。

共通する3つのフレーズ(nuclear energy, nuclear power, power plants)については, 比率は0.9から1.4程度であり, 各フレーズの出現のしやすさはどの国においても極端に大きかったり, 小さかったりするわけではないといえる。

続いて, 気候変動に関連する4つのフレーズ(climate change, co2 emissions, renewable energy, low carbon)については, 比率は0.5程度から2.2程度とやや差はあるものの, 気候変動というジャンル全体においては, 特定の国において出現のしやすさが極端に大きかったり, 小さかったりするわけではない。renewable energy というフレーズの出現しやすさがフランスでやや低く(0.58), climate change というフレーズの出現しやすさが中国でやや低かったりする(0.54)程度である。

表6 出現しやすさの比率

| | フランス (対アメリカ) | 中国 (対アメリカ) |
|--------------------|-----------------|---------------|
| nuclear energy | 1.40 | 1.38 |
| nuclear power | 1.25 | 0.90 |
| power plants | 1.42 | 0.96 |
| climate change | 1.36 | 0.54 |
| co2 emissions | 2.26 | 0.77 |
| renewable energy | 0.58 | 1.14 |
| low carbon | 1.55 | 1.11 |
| nuclear waste | 0.29 | 0.32 |
| construction costs | 2.44 | 0.00 |
| public acceptance | 4.87 | 47.80 |

そして, 各国に特徴的なフレーズとして, nuclear waste であれば, フランスや中国での出現のしやすさは0.3を下回っており, アメリカの3分の1程度である。construction costs というフレーズであれば, フランスでもっとも出現しやすく(アメリカの2.5倍), 中国ではまったく出現していない。public acceptance というフレーズであれば, 中国での出現のしやすさがアメリカの約50倍である。

表6の比率はパイグラムに基づいて算出しており, 中国において construction costs というフレーズは出現していない。そこで補足的に, アブストラクトのシングルワードに照準を合わせて同様の比率を算出してみると, waste

という単語で、フランスで 0.29 (対アメリカ)、中国で 0.34 (対アメリカ) でアメリカで高く、cost という単語で、フランスで 1.1 (対アメリカ)、中国では 0.27 (対アメリカ) であり、中国において低いことが改めて確認された。

5. 議論と考察

以上、テキスト分析の結果を確認してきた。相関係数を確認すると、タイトルのバイグラムにおいてはやや傾向がはっきりしており、アメリカとフランスの類似性に比して中国との類似性は低かったものの (4.1.2)、それら以外は一貫して高い。それらは、社会調査データに代表される、調査票を用いて測定した属性や態度間の関係からは得られない高い水準であるといつてよい。ただ、本稿で分析対象としているテキストが、研究論文であり、それもタイトルやアブストラクトという、形式的な制約が他ジャンルのテキストと比較して大きいことを踏まえるならば、その制約に伴う共通性がよりよく反映されていると考えることができるだろう。

他方で、そのような中においても、たとえば、アメリカであれば、waste や nuclear waste といった単語やフレーズが出現しやすく、フランスや中国の 3 倍程度であった。フランスであれば、construction costs というフレーズの出現しやすさによって特徴づけられ、このフレーズは、とりわけ中国においては出現していなかった。これらから、高経年化に直面しつつ、新設がなかなか進まないアメリカとフランス、それらと対照的に建設が進んでいる中国という構図を読み取るのは容易い。cost という言葉の出現しやすさは、中国においてアメリカやフランスの 3 分の 1 程度であり、低かった。これら国家間の特徴の相違が、今後の原子力発電の将来性を占ううえで解であると結論づけることは早計であるものの、今後の研究の設計や方向性、あるべき制度の設計や方向性を考えるうえでは鍵になるかもしれない。なぜなら、ある国で可能になっているものの、別の国では可能になっていないものの中に、原子力発電の今後を占うヒントが隠されていると考えられるからである。しばしば権威主義的な国の一つとして言及される中国であるが、public acceptance というフレーズの出現頻度が高いことも指摘しておくべきだろう。

気候変動に関連する単語やフレーズは、西欧の先進国であるアメリカやフランスのみならず、中国の文献にも頻繁に出現していた。renewable という単語の頻度からも示唆されるように、再生可能エネルギーや自然変動電源との比較は定番のアプローチであるため、そこから一歩進める研究が必要だろう。その一方で、安全性や技術に関連する

単語は、どの国においても上位には必ずしも入っていなかった。技術革新の努力が安全性の向上に向けられることを考慮すると、本稿の冒頭で述べたような課題解決の糸口をつかむためにはテキスト分析以上の深堀が必要であろう。さらに、決してポピュラーではないことを踏まえるならば、研究は一筋縄ではいかないことが予想され、デザインも練る必要があるだろう。

本稿の限界として、対象としているジャーナルが英文 3 誌と限られており、各国の詳細を探索するうえでは他言語の読解も必要になるだろう。国も日本やドイツのような国にまで拡張していくことも考えられる。さらに、本稿のような関心に対しては、原子力発電を科学技術の一つとして理解することで、技術の伝搬をめぐる社会科学的な枠組みから統一的にアプローチすることも可能であろう。実際、技術伝搬 (diffusion) の社会科学研究においては、国家間の差をいったん度外視し、統一的な枠組みから考察しようとしているものもある。他方で、国家間の多様性を解消せず、比較に徹しようとする立場もある。そして、両者の折衷的なアプローチも考えられる。

実践や現実的な解への接続も見据えるならば、グローバルな視点を保持しつつ、その中で具体的な課題解決の糸口を見つけ、解きほぐしていくような研究の方向性が今後必要であろう。

引用文献

- Fujita, T. (2025). Energy Knowledge and Public Response to Restarting Nuclear Plants in Japan Following the Fukushima Accident. *Utilities Policy*, 92, 101858. <https://doi.org/10.1016/j.jup.2024.101858>
- Ho, S. S., Leong, A. D., Looi, J., Chen, L., Pang, N., & Tandoc Jr, E. (2019). Science Literacy or Value Predisposition? A Meta-analysis of Factors Predicting Public Perceptions of Benefits, Risks, and Acceptance of Nuclear Energy. *Environmental Communication*, 13, 457-471. <https://doi.org/10.1080/17524032.2017.1394891>.
- Ho, S. S., Xiong, R., & Chuah, A. S. F. (2021). Heuristic Cues as Perceptual Filters: Factors Influencing Public Support for Nuclear Research Reactor in Singapore. *Energy Policy*, 150, 112111. <https://doi.org/10.1016/j.enpol.2020.112111>.
- 海外電力調査会 (2024). 海外諸国の電気事業——中国——一般社団法人海外電力調査会
- 海外電力調査会 (2025). 海外諸国の電気事業——フランス共和国——一般社団法人海外電力調査会

- Kim, Y., Kim, M., & Kim, W. (2013). Effect of the Fukushima Nuclear Disaster on Global Public Acceptance of Nuclear Energy. *Energy Policy*, 61, 822-828.
<https://doi.org/10.1016/j.enpol.2013.06.107>
- 村上 朋子 (2024). 世界の原子力新設動向——新興国の順調な進展を支えるロシアのプレゼンス——, 日本原子力学会誌, 66, 9, 468-472.
https://doi.org/10.3327/jaesjb.66.9_468
- Poortinga W., & Pidgeon N.F. (2004). Trust, the Asymmetry Principle, and the Role of Prior Beliefs. *Risk Analysis*, 24, 1475-86.
<https://doi.org/10.1111/j.0272-4332.2004.00543.x>
- Siegrist, M., & Cvetkovich, G. (2002). Perception of Hazards: the Role of Social Trust and Knowledge. *Risk Analysis*, 20, 713-720.
<https://doi.org/10.1111/0272-4332.205064>
- Silge, S., & Robinson, D. (2016), *Text Mining with R: A Tidy Approach*. O'Reilly Media.
(大橋 真也 (監訳) 長尾 高弘 (訳) (2018). Rによるテキストマイニング——tidytext を活用したデータ分析と可視化の基礎—— オライリー・ジャパン)
- Slovic, P. (1993). Perceived Risk, Trust, and Democracy. *Risk Analysis*, 13, 675-682.
<https://doi.org/10.1111/j.1539-6924.1993.tb01329.x>
- Whitfield, S. C., Rosa, E. A., Dan, A., & Dietz, T. (2009). The Future of Nuclear Power: Value Orientations and Risk Perception. *Risk Analysis*. 29, 425-437.
<https://doi.org/10.1111/j.1539-6924.2008.01155.x>

Web 調査による動画の効果測定 —原子力発電の受容につながるのは脱炭素か自給率か—

Measuring the Effectiveness of Videos through a Web Survey:
Which Leads to Acceptance of Nuclear Power, Decarbonization, or Self-sufficiency?

北田 淳子 (Atsuko Kitada) *1

要約 本研究では、電源選択の判断材料を増やすことを目的とし、脱炭素や自給率の観点から火力発電を減らす必要性や自然変動電源の問題を説明する5本の動画を作成し、20歳代を対象にWeb調査で動画の効果測定した。以下の結果が得られた。(1) 動画の内容におおむね対応する認知や認識が10~20ポイント増加した。(2) 原子力発電の利用賛成が増加したのは自給率に関する動画であり、火力発電の燃料の輸入依存リスクについての具体的な説明が影響を与えた。また、効果には男女差があり、女性には原子力発電の燃料の備蓄性の利点についての説明を加える必要があった。(3) 脱炭素に関する動画では、日本のCO₂の最大の排出元が火力発電であることや、原子力発電がCO₂を排出しないことへの認識は増えたが、原子力発電の利用賛成に有意な増加はみられなかった。(4) 約5割の人が再生可能エネルギーは一気に増やせないとの認識をもち、「同時同量の原則」など電気の特性や発電量調整の仕組みから自然変動電源の問題を説明しても、そのような認識の増加はみられず、原子力発電の利用賛成にはほぼ変動がなかった。

キーワード 原子力発電の必要性、動画の効果測定、Web調査、脱炭素、エネルギー自給率、男女差

Abstract In this study, we created five videos explaining the need to reduce thermal power generation from the perspectives of decarbonization and self-sufficiency, as well as the issues surrounding variable renewable energy sources, with the aim of increasing the amount of information available for making decisions about power sources. We then measured the effectiveness of the videos using a web survey. The following results were obtained: (1) Awareness and understanding of the videos' content increased by 10 to 20 points. (2) Support for nuclear power generation increased by watching the video related to self-sufficiency due to specific explanations about the risks of fuel import dependency in thermal power generation. Additionally, we observed gender differences in the effects. For women, it was necessary to add an explanation about the advantages of nuclear fuel stockpiling. (3) In the video related to decarbonization, watching it increased awareness that thermal power generation is the largest source of CO₂ emissions in Japan and that nuclear power generation does not emit CO₂. However, support for the use of nuclear power did not increase statistically significantly. (4) About 50% of respondents recognized that renewable energy cannot be increased all at once. Even after explaining issues with natural variability in power generation, such as the "simultaneous and equal principle" and the characteristics of electricity and power generation adjustment mechanisms, this percentage did not increase. There was also no change in support for nuclear power.

Keywords necessity of nuclear power, measuring effectiveness of video, web survey, decarbonization, energy self-sufficiency, gender difference

1. はじめに

1.1 人々に何を知ってもらえばよいか

政策としての電源の選択は、電力需給の実態や予測をふまえて、S+3E（安全性+安定供給・経済効率性・環境適合）の観点から総合的に決定される。エネルギー情勢や発電方法や電力供給に関する基礎的知識がなければ、事故

のリスクや放射性廃棄物の問題がある原子力発電が将来も必要とされる理由を理解し共感することは難しい。

判断材料となる知識や情報が共有されることが望ましいが、さまざまな社会課題が存在する中でエネルギーや発電についてのみ十分な知識をもつことを求めるのは無理であり、最小限のわかりやすい情報を提供する必要がある。

① 脱炭素の観点

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

第7次エネルギー基本計画では電力の安定供給と脱炭素(CO₂削減)が柱になっており、脱炭素はエネルギー政策の強い制約条件である。原子力発電は脱炭素電源として必要とされるが、人々は電源選択においてCO₂排出量の多い発電方法を避けることをそれほど重視していない(北田, 2019)。

先行研究では、CO₂削減にかかわる人々の知識不足が明らかになり、CO₂削減方法の全体像のなかで発電分野の重要性や、従来型火力発電を減らすことによるCO₂削減効果が大いこと、原子力発電のCO₂排出が少ないことを伝える必要性が示されている(北田, 2020)。さらに、各発電方法の1kWhあたりのCO₂排出量の情報を提示しても「原子力発電では発電時にCO₂が排出されていない」を正しいと思う人は3割にとどまり、断片的な情報では原子力発電の低炭素性が認知されなかったという結果もある(北田, 2021)。脱炭素の観点からわかりやすい情報提供について検討する必要がある。

② 安定供給の観点

2016年までの長期継続世論調査データに基づき、原子力発電は長く利用されてきた事実から安定供給における有用性が評価されてきたが、福島第一原子力発電所事故以降、長期停止しても支障が顕在化しなかったことから有用性評価が低下していると報告されている(北田 2019)。2022年にはロシアのウクライナ侵攻により国際的なエネルギー資源の価格高騰や供給の混乱が生じた。2022年の調査では、安定供給やエネルギー安全保障、日本の発電能力にかかわる懸念が改めて意識されるようになり、原子力発電の利用についての意見が肯定的な方向に動いたと報告されている(藤田, 2024)。

直近で経験している燃料の輸入依存リスクの説明はリアリティがあり、安定供給の問題の理解につながる可能性がある。ただし、原子力発電の燃料であるウランも輸入に依存しているため、火力発電の燃料との違いや、燃料の安定的確保における原子力発電の優位性についての説明が必要かどうか併せて検討する必要がある。

③ 再エネの弱み—自然変動性

NHKや日本原子力文化財団などの世論調査において、今後利用すべきエネルギーやCO₂削減方法として支持されるのは圧倒的に太陽光・風力であり、原子力はあまり支持されていない(村田, 2021; 日本原子力文化財団, 2024; 北田, 2021)。太陽光パネルの価格低下や技術開発が進んでおり、再エネの設備を大量に増やせば賄えるという認識が広がる可能性がある。しかし、太陽光・風力の発電量の自

然変動性は安定供給を脅かす性質であり、バックアップ電源や蓄電池が必要になるなど、再エネ拡大の難しさをどのように説明するかを検討する必要がある。

1.2 動画にするメリット

原子力発電の必要性についての情報提供は、パンフレットなどの印刷媒体からWebに移行している。原子力関連の企業や団体のホームページでは、パンフレットの内容やさらに詳しい情報を文字や静止画で展開する一方、動画を直接アップロードしたり動画共有サイトへのリンクを設定したりして、動画による情報提供を行っている。

動画にすることで格段に情報量が増える。開始ボタンを押せば自動的に音声情報を伴って内容が展開されるので、文字や静止画のようにスクロールやクリックで受け手が能動的に関わらなくても、まとまったストーリー性のある情報を提供できる。

動画は効果測定素材としても適していると考えられる。Web調査では短時間回答や省力回答が問題となる。本研究の前段階では、Web調査を用いて静止画による情報提示効果を測定した。静止画が表示された画面で一定秒数経過しなければ次に進めない設定にしたものの、それだけでは指示通りに読んで回答したかどうか不確かだった。その点、動画は再生したことが確認できれば、その間受動的であっても内容に接したことが確実である。

1.3 効果をどう測定するか

意識調査によって知識の有無や賛否との相関関係を把握できても、その結果から単純に「相関が強く認知度の低い内容を説明すればよい」とは言えない。エビデンスとなる説明材料の有無や、ターゲットの認識の頑健性、知識や認識と賛否の因果関係の強さなどに左右されるため、実際に情報を提示して反応や効果を調べる必要がある。

効果の測定方法には群間比較と個人内の前後比較がある。群間比較では、視聴しない対照群(control group)を設け、視聴群との差を効果とみなす。同じ質問を繰り返す必要がなく、効果の有無に回答者の判断が入る余地がない。ただし、群間の差は必ずしも効果だけではなく、グループ間で回答者が異なることによる個人差も含まれるため、効果の検出精度は低くなる。

個人内の前後比較では、視聴前と後に同じ質問を繰り返す、その変化量を効果とみなす。個人属性と変化の関係を分析でき、効果が見込める層のプロフィールの把握など、実践に役立つ知見が得られる利点がある。しかし、回答の

動きを観察する調査意図が回答者に容易に察せられるため、動画の内容を質問に直結させた判断や、自身の気持ちの動きによって効果の有無を主観的に判断するなど、回答にバイアスが入る可能性がある。また、最終的な目的である態度変化だけでなく、どの知識や認識が変化し、態度変化に至ったかを分析しようとするれば、関連項目それぞれで前後 2 回質問する必要があり、回答者の負担が大きくなる。

以上をふまえ、本研究の効果測定は群間比較とし、参考として一部で前後比較も行う。

調査は Web 調査 (Web アンケート) で実施する。Web 調査は動画視聴と親和性が高く、別画面を開くことなくアンケート画面内でスムーズに動画を再生できる。また、動画視聴と質問文の順序を確実にコントロールでき、動画の再生が終了しなければ質問が表示されない設定にすることで、実験条件を統制できる。ただし、Web 調査はスマホ回答が主となるため、動画の文字サイズや画像、テキスト量について、スマホの小さな画面でも読みとりやすいものが求められる。

動画コンテンツの評価要素にはストーリー、ビジュアル、音声、長さなどがある。ビジュアルや音声は重要であるが、本論文の動画は背景音楽を入れず、デザインやナレーションに専門家が関与していない。比較するのはストーリーの違いによる効果である。

2. 目的

電源選択の判断材料となる知識情報を提供し、現状の発電割合を示して今後どうするか考えることを促す短い動

画を作成する。具体的には、脱炭素 (CO₂削減) の観点やエネルギー自給率 (燃料の輸入依存リスク) の観点から火力発電を減らす必要性、太陽光・風力の発電量の自然変動性など、異なる観点の知識情報を提供する動画を作成する。

Web 調査において動画を視聴してもらい、視聴していない群との比較によって、知識情報の認知や意図した方向への認識の増加、原子力発電の利用賛否に与える効果を明らかにする。

3. 方法

3.1 5本の動画の作成

「脱炭素版」、「自給率版」、「自給率版の内容に原子力が準国産エネルギーであることを追加した自給率 α 版」、「自然変動電源の問題を説明した自然変動版」、「複数観点版」の 5 種類を作成した (表 1)。

長さは数分で、自給率 α 版を除けば、原子力発電の長所やメリットに焦点を当てた説明ではない。複数観点版は他の 4 本の内容を簡潔にして包含している。すべての動画で 2023 年の発電割合を円グラフで示している。

動画はパワーポイントで作成した。アニメーション効果でテキストや図、グラフの系列を順に表示させて画面内の情報量を減らし、ナレーションに対応する部分に視線が向くように工夫した。音声を付けてスライドショーを記録し、エクスポート機能を使用して MP4 形式の動画ファイルにした。動画の画面構成については Appendix を参照されたい。

表 1 5つの動画の内容と長さ

| 動画 | 内容 | 長さ |
|------------------|--|-------|
| 1 脱炭素版 | CO ₂ は化石燃料の燃焼で発生し、発電と運輸で多く出ていること、電気自動車や節電などによる CO ₂ 削減量を説明し、発電方法を変えることが最も有効で、太陽光・風力や原子力は CO ₂ を出さないと説明。 | 264 秒 |
| 2 自給率版 | 日本のエネルギー自給率は 15%で、発電電力の 7 割を占める火力の化石燃料を輸入に依存しているリスクを、国内備蓄、資源国との関係、燃料価格高騰の面から説明。 | 150 秒 |
| 3 自給率 α 版 | 上記自給率版に追加して、原子力はわずかな燃料で発電し、国内備蓄で 2 年以上発電できると説明。 | 229 秒 |
| 4 自然変動版 | 「同時同量」「貯められない」という電気の特性と、太陽光の昼夜の変動を火力発電で調整するイメージを図で説明し、太陽光や風力の発電量の自然変動が安定供給を脅かし、火力発電のスタンバイや蓄電システムが必要と説明。 | 218 秒 |
| 5 複数観点版 | 火力を減らさなければならない理由 (CO ₂ 削減、燃料の輸入依存) や、再エネを一気に増やせない理由を説明し、第 7 次エネルギー基本計画の 2040 年の発電割合が現状からどう変わるかを説明。 | 221 秒 |

3.2 調査設計

調査設計を図 1 に示す。Web 調査では無作為に割り当てられた動画を 1 本視聴した後、対照群（以下「CG」と略す）は動画を視聴せずに、質問に回答してもらった。前後比較による効果も分析するために、CG はすべての質問に回答した後、自給率版を視聴し、動画の評価および再度の原子力発電利用賛否を回答してもらった。

3.3 質問項目

動画の評価として、知らなかった内容があったか、原子力推しを感じたかを 3 択で尋ね、わかりやすさなど 4 項目について「そう思う～そう思わない」の 4 択で、原子力発電利用賛否を 5 択でたずねた。

動画の内容の認知・認識について、脱炭素、自給率、自然変動に関連する内容について、「同意できる・どちらともいえない・同意できない」の 3 択や、程度の大きさを表す 4 択で尋ねた（具体的な項目は表 3 を参照）。

これらの質問文や選択肢自体が、動画の情報の確認や強調として働く可能性があり、回答の流れが結論への誘導になり得るため、態度や考え方を問う質問を先に、知識や事実の認知を問う質問を後に配置した。

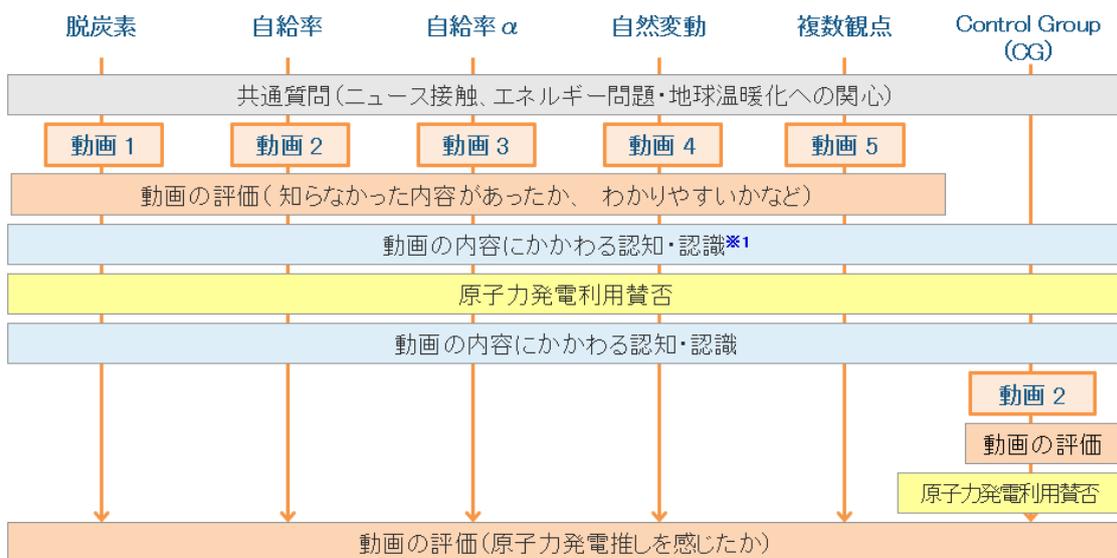
3.4 調査実施概要

調査会社に登録している 20 代のモニターを対象に、2025 年 3 月に Web 調査を実施し、5 本の動画と CG に男女それぞれ 250 人ずつ、計 3000 人の回答を得た。

回答デバイスはスマホが 86%であった。スマホの調査画面（図 2）でも見やすいサイズにし、動画の再生が終了するまで質問が表示されない設定にした。



図 2 スマホのアンケート画面



※1 日本で一番多い発電方法、CO2削減目標達成の必要性、電力不足で安定供給されないリスク、CO2を出さない発電と自給率のどちらが重要かの4問

図 1 調査設計

4. 動画についての評価

4.1 未知情報の有無

動画に知らなかった内容が「あった・少しはあった」は7~8割で、未知情報があると評価されている(図3)。どの動画でも女性は「あった」が10ポイント以上多く、男性よりも知識が少ない傾向にある。また、自給率α版と自然変動版で多く、脱炭素版で少ない。

自給率α版は自給率版より約10ポイント多いことから、未知情報と評価された内容は、+αの「原子力はわずかな燃料で発電し、輸入が途絶えても備蓄で2年以上発電できる」であることがうかがえる。具体的には、大型発電所に必要な燃料が火力の数万分の1、燃料の国内備蓄がLNGは2週間、原子力は2.7年であるという対比が印象に残ったと考えられる。

4.2 「わかりやすさ」や長さの評価

どの動画も「わかりやすい」は7~8割と多く、「内容が疑わしい」は2~3割にとどまる(図4)。おおむね肯定的に評価されている。

男性は脱炭素版で「わかりやすい」がやや少ない。

女性は自給率α版で「わかりやすい」がやや少なく、「内容が疑わしい」が若干多い。+αの内容は、未知情報と評価されていたが、意外性がある反面、信じきれない人もいたことがうかがえる。

「動画が長すぎる」も7割前後と多い。明確に「そう思う」は、秒数に応じて若干増えるが(図5)、この範囲の長さの違いでは不満はあまり変わらない。

4.3 原子力推しの印象

原子力推しを感じた人は、自給率α版で30ポイントほど増え、6割を超える(図6)。+αの冒頭で「原子力発電の燃料も輸入なら自給率は下がらない?」と問いかけ、「原子力は、再エネと同様、日本のエネルギーの自立に貢献する発電方法です」とまとめている。原子力発電の長所を明確に強調しているため、原子力推しとの評価は当然といえる。

自給率α版では、原子力推しと原子力発電利用賛否の相関係数は、男性で0.25、女性で0.13の有意な正の相関がある(表2)。原子力推しとを感じるほうが利用に肯定的であり、原子力推しは必ずしもネガティブな反応ではないことが示唆される。

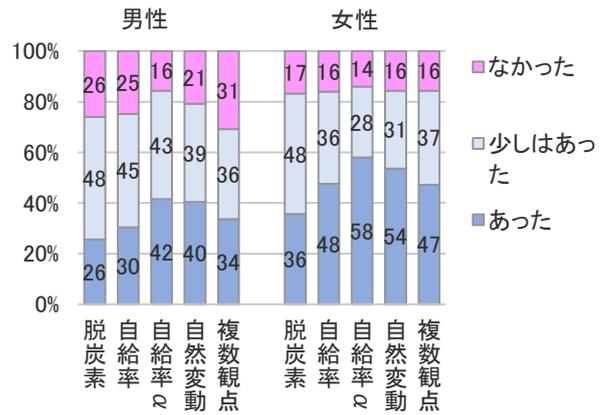


図3 動画に知らなかった内容はあったか

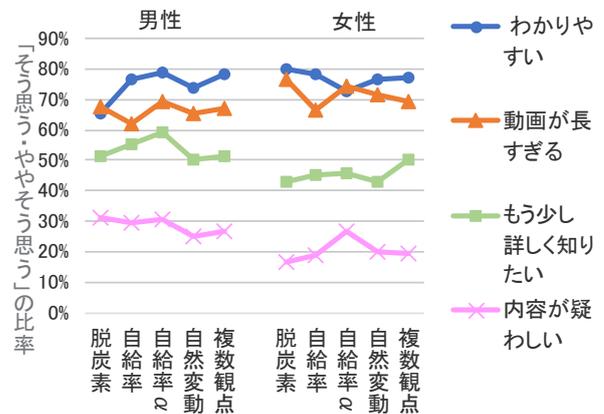


図4 動画の評価

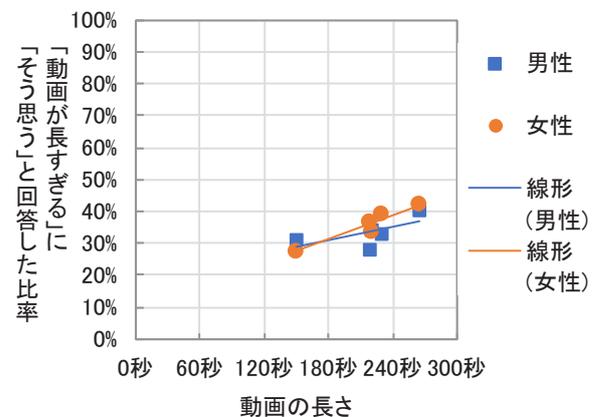


図5 動画の秒数と「長すぎる」の関係

自給率版と自然変動版では原子力発電の長所にまったく言及していないが、3割が原子力推しを感じている。この2本は「火力を減らし発電方法の分散が必要」「再エネの拡大は安定供給や電気料金への影響を考慮して進める必要がある」とまとめている。火力・原子力・再エネの発電割合が示され、原子力発電利用賛否の質問があったことから、残る選択肢として原子力を推す意図が読み取られたと考えられる。

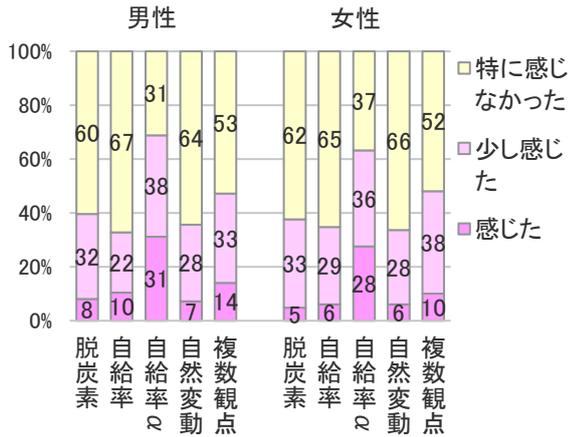


図6 動画から原子力発電を推しているように感じたか

表2 原子力推しの印象と原子力発電利用賛否のスピーマンの相関係数

| 動画 | 男性 | 女性 |
|-------|-------|-------|
| 脱炭素版 | .04 | .02 |
| 自給率版 | -.06 | .10 |
| 自給率α版 | .25** | .13* |
| 自然変動版 | .09 | .18** |
| 複数観点版 | .01 | .14* |

* p<0.05, ** p<0.01

5. 知識情報の認知や関連する認識への効果

5.1 主力電源の認知

CGでは、日本で一番多く電力を供給しているのは火力と正答したのは、男性で54%、女性で36%にとどまる(図7)。男女ともに原子力や「わからない」がそれぞれ2~3割あり、火力に大きく依存している現状を知らない人が多い。

どの動画でもCGより正答が増え、発電割合(電源構成)のグラフを繰り返し示した複数観点版は8割、1回示すだ

けで火力の割合に言及していない自然変動版は5~6割であり、説明の程度に応じた違いがある。

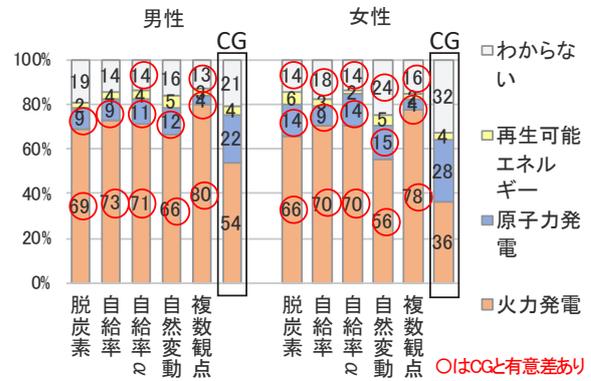


図7 日本で一番多く電力を供給している発電方法

5.2 評定平均値による効果の概観

選択肢に順序関係がある認知に関する項目について、「同意できる=3, どちらもない=2, 同意できない=1」のように評定値を与え、平均値をCGと比較してDunnett法により5%水準で検定した結果を表3に示す。

水色網掛けは当該動画で説明している内容であり、赤字はCGと有意差があることを示す。各動画において、水色網掛けで赤字の項目は、動画の説明によって認知が上がったことを示している。

水色網掛けの評定値はすべてCGより大きく、その多くで有意差がある。また、直接説明していなくても認知が上がっている項目もあり、連想や関心が向いたことによる波及効果の可能性も考えられる。説明内容と効果が厳密に対応しているわけではないが、全体を概観すると、それぞれの動画で説明している項目で認知効果が認められる。

自然変動版では効果のある項目が少なく、幅広い内容を説明している複数観点版では効果のある項目が多い。

男女での違いもあり、炭素版では、女性の認知は上がっているが、男性は上がっていない。男性は複数観点版で簡潔に言及している電気料金への影響や原子力発電の稼働状況についての認知も上がっている。

項目と原子力発電利用賛否の関連の強さにも男女差がある。表4のCGにおける相関係数をみると、有意な相関はすべてプラスの値であり、認知や認識があるほど賛成する傾向がある。

表 3 動画の内容に関する認知の評定平均値と原子力発電利用費否との相関係数

| 質問項目 | 評定平均値とダネットの検定結果 | | | | | | | | | | 利用費否との相関係数 | | | |
|------------|---|-------|--------------|-------|-------|------|-------|-------|--------------|-------|------------|------|-------|-------|
| | 男性 | | | | | 女性 | | | | | 男性 | 女性 | | |
| | 脱炭素 | 自給率 | 自給率 α | 自然変動 | 複数観点 | CG | 脱炭素 | 自給率 | 自給率 α | 自然変動 | 複数観点 | CG | CG | CG |
| 脱炭素に関する内容 | 2.75 | 2.72 | 2.76 | 2.49 | 2.78 | 2.63 | 2.98 | 2.94 | 2.96 | 2.87 | 3.02* | 2.76 | .01 | .08 |
| | 2.28 | 2.08 | 2.12 | 2.06 | 2.11 | 2.15 | 2.62* | 2.24 | 2.24 | 2.24 | 2.42 | 2.36 | -.11 | -.02 |
| | 2.29 | 2.23 | 2.25 | 2.06 | 2.40* | 2.15 | 2.41* | 2.26 | 2.25 | 2.18 | 2.38* | 2.16 | .15* | .30** |
| | 2.27 | 2.20 | 2.24 | 2.15 | 2.22 | 2.14 | 2.42* | 2.27 | 2.25 | 2.26 | 2.27 | 2.24 | .11 | .04 |
| | 2.22 | 2.17 | 2.20 | 2.14 | 2.30* | 2.11 | 2.22* | 1.97 | 2.03 | 1.96 | 2.11 | 2.03 | .36** | .30** |
| | 2.54 | 2.97* | 2.96* | 2.52 | 2.78 | 2.60 | 2.66 | 3.01* | 3.00* | 2.76 | 2.78* | 2.55 | .28** | .13* |
| 自給率に関する内容 | 2.78 | 2.91 | 2.94 | 2.74 | 2.90 | 2.80 | 2.75 | 2.95* | 2.87* | 2.74 | 2.82* | 2.61 | .33** | .09 |
| | 2.74 | 3.02 | 3.04 | 2.77 | 2.98 | 2.91 | 2.80 | 3.13* | 2.96 | 2.84 | 2.83 | 2.77 | .39** | .12 |
| | 2.38 | 2.56* | 2.55* | 2.35 | 2.52* | 2.35 | 2.45 | 2.58* | 2.50 | 2.36 | 2.50 | 2.42 | .24** | .13* |
| | 2.34 | 2.49* | 2.52* | 2.28 | 2.50* | 2.32 | 2.31 | 2.54* | 2.44 | 2.24 | 2.49* | 2.30 | .25** | .17** |
| | 2.20 | 2.42* | 2.42* | 2.13 | 2.26 | 2.13 | 2.22 | 2.42* | 2.39* | 2.15 | 2.24 | 2.18 | .20** | .28** |
| | 2.32 | 2.41 | 2.48* | 2.45 | 2.45 | 2.30 | 2.33 | 2.43 | 2.39 | 2.48 | 2.33 | 2.39 | .28** | .19** |
| 自然変動に関する内容 | 2.28 | 2.34* | 2.28 | 2.42* | 2.30 | 2.17 | 2.24 | 2.28 | 2.28 | 2.44* | 2.31 | 2.24 | .22** | .21** |
| | 2.35 | 2.43 | 2.39 | 2.43 | 2.49* | 2.33 | 2.36 | 2.35 | 2.34 | 2.46 | 2.47* | 2.33 | .26** | .17** |
| | 2.45 | 2.51 | 2.48 | 2.39 | 2.50 | 2.38 | 2.50 | 2.50 | 2.44 | 2.41 | 2.53 | 2.46 | .30** | .17** |
| | 2.66 | 2.76 | 2.64 | 2.65 | 2.78 | 2.60 | 2.58 | 2.62 | 2.58 | 2.70* | 2.59 | 2.46 | .45** | .08 |
| | 2.69 | 2.77 | 2.69 | 2.57 | 2.82 | 2.68 | 2.64 | 2.83 | 2.72 | 2.72 | 2.71 | 2.73 | .08 | .03 |
| | 2.63 | 2.84* | 2.66 | 2.65 | 2.86* | 2.55 | 2.62 | 2.67 | 2.61 | 2.71 | 2.74 | 2.57 | .32** | .18** |
| その他 | 2.58 | 2.76* | 2.61 | 2.66 | 2.79* | 2.54 | 2.63 | 2.72 | 2.66 | 2.73 | 2.74 | 2.60 | .33** | .11 |
| | 2.24 | 2.27 | 2.32 | 2.18 | 2.38* | 2.21 | 2.28 | 2.26 | 2.28 | 2.10 | 2.32 | 2.22 | .17* | .20** |
| | ※評定平均値は、数値が大きいほど質問項目の認知が高いことを示す。*印 Dunnett 検定において5%水準でCGと有意差あり。水色網掛けは当該動画で説明している内容。 | | | | | | | | | | | | | |
| | ※相関係数については、*印は5%水準で、**印は1%水準で有意。 | | | | | | | | | | | | | |

※評定平均値は、数値が大きいほど質問項目の認知が高いことを示す。*印 Dunnett 検定において5%水準でCGと有意差あり。水色網掛けは当該動画で説明している内容。

※相関係数については、*印は5%水準で、**印は1%水準で有意。

相関係数は全体的に男性のほうが大きく、特に自給率関連の認知や、再エネの自然変動性が安定供給に及ぼす脅威、再エネが電気料金に及ぼす影響の認識の項目で大きい。つまり、男性は女性よりも、安定供給や電気料金にかかわる認知や認識が原子力発電の利用賛否に結びついていることがうかがえる。

評定平均値では認識の実態や効果の大きさがわからないので、次に回答分布で効果をみる。

5.3 脱炭素に関連する認知効果

図8～図20では、*印は前項の平均値の検定でCGと有意差があることを示し、赤丸で囲んだ比率は比率の差の検定において5%水準でCGと有意差があることを示す。

「日本のCO₂の最大の排出元は火力発電」(図8)や「原子力発電はCO₂を出さない発電方法」(図9)への同意は、CGでは3割前後と少なく、あまり認知されていない。脱炭素版と複数観点版では男女ともに10～20ポイント増え、認知効果が認められる。

脱炭素版では、「CO₂は石油・石炭・ガスなどの化石燃料を燃やすと発生する」「化石燃料を燃やした熱で発電する火力発電に対し、原子力発電は核分裂の熱で発電するのでCO₂を出さない」と明確に説明されている。それでもこの程度であり、効果は小さい。

ただし、原子力発電だけが特別理解されないということではない。図10は「CO₂を出さない発電」に同意した比率の比較である。脱炭素版では原子力と太陽光・風力の両方について丁寧に説明し、複数観点版では原子力についてのみCO₂を出さないと簡潔に説明している。

太陽光・風力についての同意は、男性は原子力と同程度であり、女性は原子力よりも十数ポイント高く、男女差がある。しかし、男女ともにCGと比較すると、太陽光・風力がCO₂を出さないことを説明していない複数観点版では4～6ポイント増であり、説明している脱炭素版では10～14ポイント増である。太陽光・風力についても、原子力発電と同様に、脱炭素版の「CO₂を出さない」という説明の効果は大きくない。

「CO₂を出さない」という説明が腑に落ちなかったり納得できなかったりした可能性もあるが、集中力を欠いた視聴で内容が素通りし、記憶にとどまらなかった可能性も考えられる。

日本の削減目標を「達成する必要がある」または「達成できなくても最大限取り組む必要がある」は、どの条件で

も6～7割あり(図11)。CO₂削減意欲はかなり高いといえる。

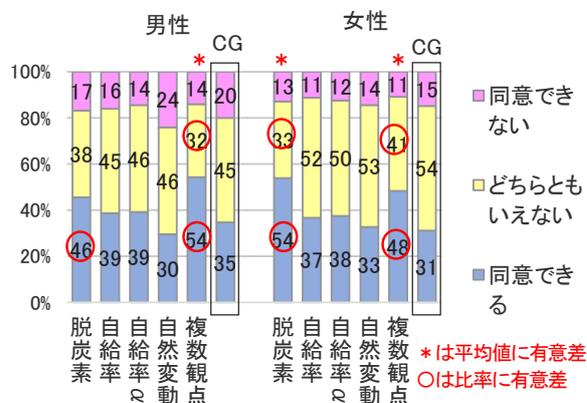


図8 日本のCO₂の最大の排出元は火力発電だ

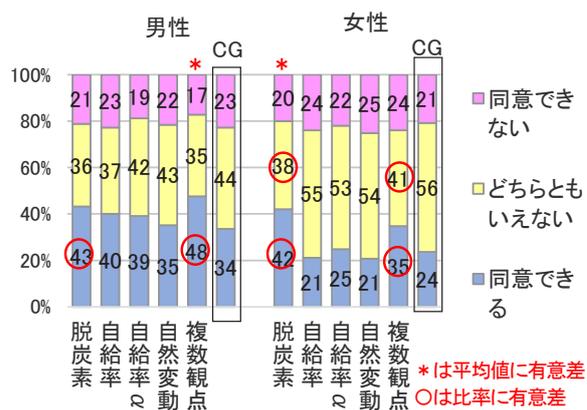


図9 原子力発電はCO₂を出さない発電方法だ

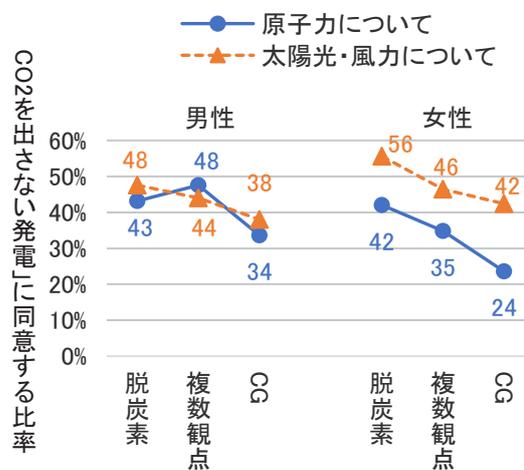


図10 「CO₂を出さない発電」という認知の比較

どの動画も CO₂ 削減目標についての説明はないが、女性の削減意向は、多様な排出元からの温室効果ガス排出量全体を説明している脱炭素版よりも、むしろ複数観点版のほうが多い。複数観点版は発電割合に焦点を絞り、「CO₂ 削減のために火力を減らす」とのみ説明しているため、取り組むべきことが限定され、目標の達成がイメージしやすかったのではないかと推察される。

「CO₂ を出さない発電方法に変える」ことと「電力の自給率を高める」ことのどちらが重要かについては、CO₂ 削減重視は男性で3割、女性で4割にとどまり、自給率のほ

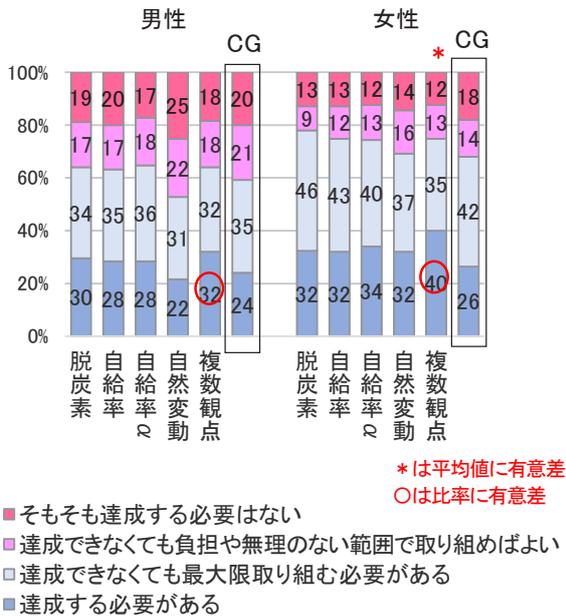


図 11 日本は CO₂ 削減目標を達成する必要があるか

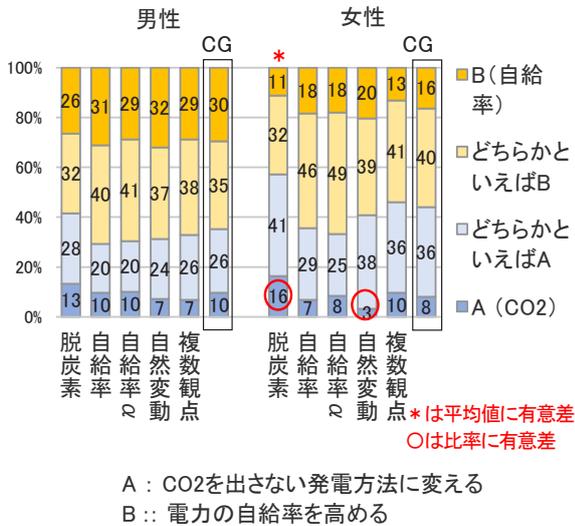


図 12 CO₂ 削減と自給率のどちらが重要か

うが重視されている (図 12). CO₂ 削減意向は高かったが、決め手となる手段として発電を念頭においていないことがうかがえる。

男女を比較すると、女性のほうが CO₂ 削減意向は強く (図 11), さらに CO₂ 削減重視は脱炭素版で 13 ポイント増えている (図 12). 女性のほうが脱炭素版への反応はよいといえる。

5.4 自給率に関連する認知効果

「日本は火力発電の燃料をほぼすべて輸入に頼っている」への同意は、それを説明している自給率版と自給率 α 版、複数観点版で十数~20 ポイント高い (図 13).

「火力発電の燃料の輸入が途切れたら国内の備蓄は 2 か月分もない」ことは自給率版と自給率 α 版でのみ説明している。これらの動画で同意は男女とも 20 ポイント以上高い (図 14).

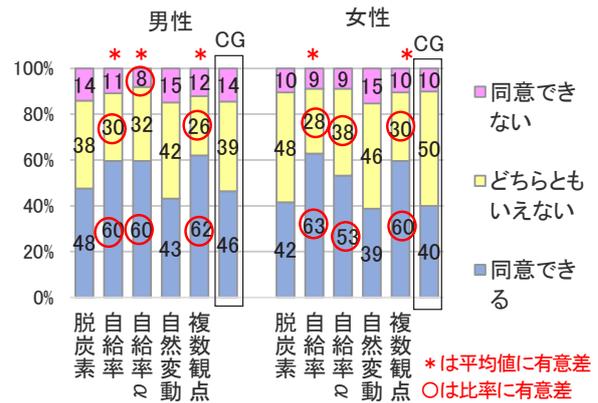


図 13 日本は火力発電の燃料をほぼすべて輸入に頼っている

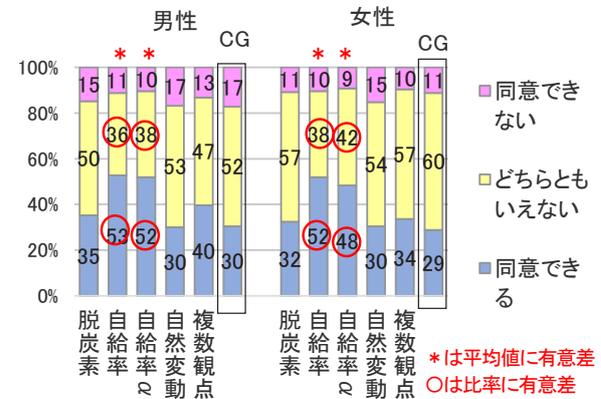


図 14 火力発電の燃料の輸入が途切れたら国内の備蓄は 2 か月分もない

「電力不足のために日本で電気が安定して供給されなくなるリスク」の認識も、男女ともに自給率版と自給率 α 版で 20 ポイント前後、複数観点版で 10 ポイント前後多い (図 15)。自給率版と自給率 α 版は、火力発電は大量の燃料を消費し、ほぼすべての燃料を船で輸入していること、紛争などで船が安全に航行できなくなれば、国内備蓄は石炭は 1 か月、LNG は 2 週間分しかないと説明されている。燃料の輸入依存と国内備蓄の少なさが認知されることによって、電気が安定供給されなくなるリスクの存在が認識されたと考えられる。

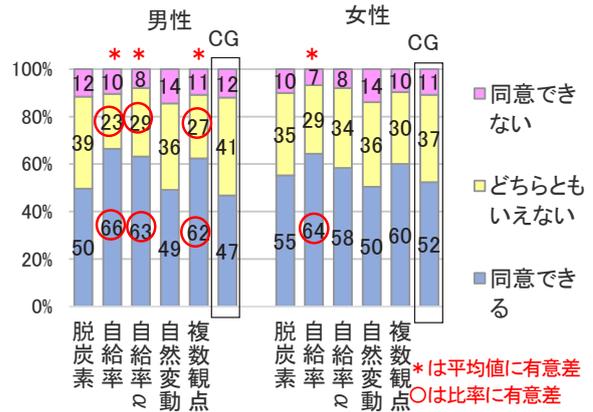


図 16 日本はエネルギー自給率がきわめて低い

日本のエネルギー自給率が 15%であることを円グラフで、諸外国の自給率との比較を棒グラフで示して説明した自給率版と自給率 α 版では、男性で十数ポイント、女性で数ポイント~10 ポイント増え、特に男性で認知が上がっている。

図 17 は発電方法と自給率の関係の認識である。原子力だけでなく火力についても、燃料の輸入依存リスクを説明した自給率版を視聴しても、「わからない」と「自給率に関係しない」が合わせて、男性で 4 割、女性で 5 割あり、関係が理解されていない。

自給率 α 版は、+ α として、原子力発電の燃料消費の少なさと備蓄性を説明し、「原子力は準国産エネルギーとして自給率に算入されるのが国際的取り扱い」「再エネと同様、日本のエネルギーの自立に貢献する」とまとめている。それでも、原子力が「自給率上げる」との理解は、男性は 5 割になったが、女性は依然 3 割で増えていない。つまり、女性に対しては、+ α の説明も原子力と自給率の関係の理解への効果はなかった。

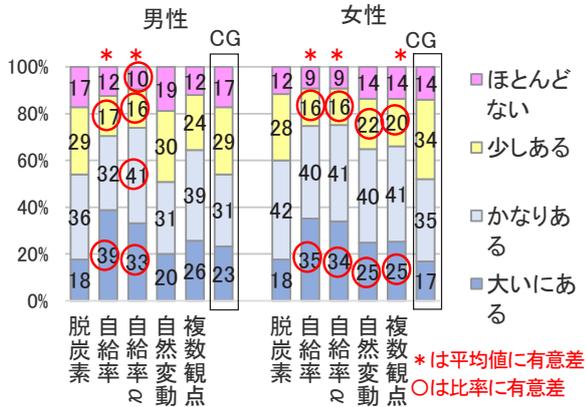


図 15 電力不足のために日本で電気が安定して供給されなくなるリスク

5.5 自給率と発電方法の関係の理解

「日本はエネルギー自給率がきわめて低い」への同意は CG でも 5 割あり、自給率の低さはかなりの人の共通認識といえる (図 16)。

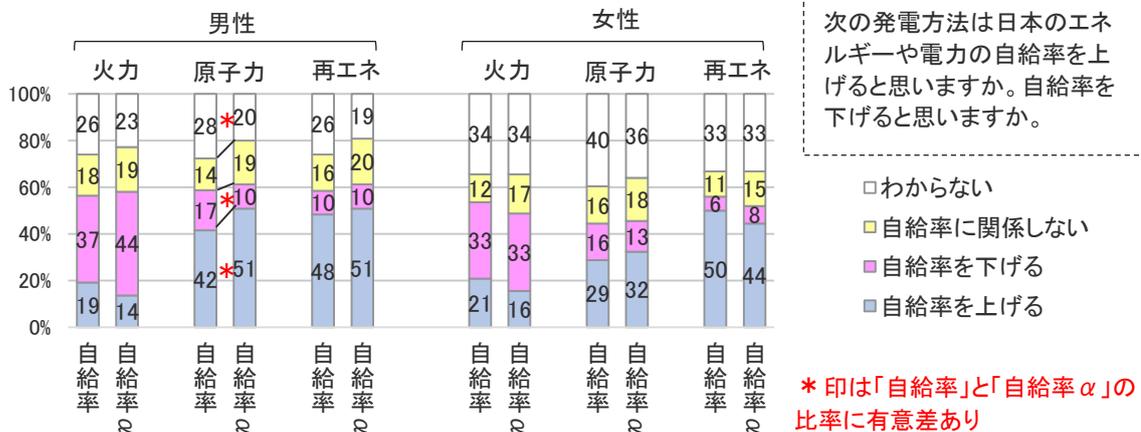


図 17 発電方法と自給率の関係の認識

5.6 自然変動性に関連する認知効果

「電気は発電量と消費量を常に同じにしなければ、電圧が下がって電子機器に支障が出たり、停電が発生したりする」ことは自然変動版でのみ説明されている。同意は自然変動版で男女ともに20ポイント以上多い(図18)。

「太陽光や風力発電は、発電量の変動を調整するために常に火力発電所のスタンバイや蓄電池が必要」との同意は、男女ともに複数観点版で10ポイント以上多い(図19)。自然変動版でも、平均値では有意ではないが、10ポイント程度多い。

複数観点版は「発電量が時間や天候に左右されるので」という理由とこの結論だけをテキストで示している。一方、自然変動版はこの内容が中心であり、「電気は貯められない」「常に発電量と消費量を同じにする必要がある」といった電気の特徴を説明し、時間帯で変動する発電量を火力で調整する仕組みをイラストで丁寧に説明した上で、この結論を示している。

図19の結果をみると、「…スタンバイや蓄電池が必要」との同意は複数観点版と変わらない。自然変動版では「知らなかったことがあった」が多く、意外性があったことがうかがえるし、内容にわかりにくさや疑問が多かったわけでもない(第4.1項)。つまり、この内容は、電気の特徴や仕組みなど基礎的知識から説明しなくても理解されるといえる。

「再エネを一気に増やせない」への同意は、自然変動版ではまったく増えていない(図20)。むしろ、男性は複数観点版で11ポイント増えている。

複数観点版では、「なぜ一気に増やせない」というタイトルを示し、火力のスタンバイや蓄電池が必要であることに加えて、設置できる適地が少ないことや再エネ賦課金の1人世帯の年額を簡潔に説明している。第5.2項の表3で示したように、男性は複数観点版で再エネ賦課金や発電量の調整費用が電気料金に与える影響が大きいとの認識が増えていた。経済面からの説明が効いた可能性がある。

「再エネを一気に増やせない」はCGでも5割を超え、すでにかかなりの人々の共通認識といえる。この認識をさらに増やすためには、自然変動の問題に焦点を絞った説明よりも、多様な理由、特に賦課金の負担を説明するほうが有効である可能性が示唆される。

6. 原子力発電利用賛否への効果

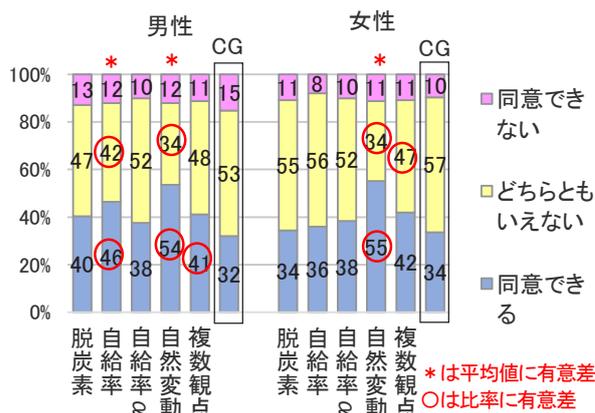


図18 電気は発電量と消費量を常に同じにしなければ、電圧が下がって電子機器に支障が出たり、停電が発生したりする

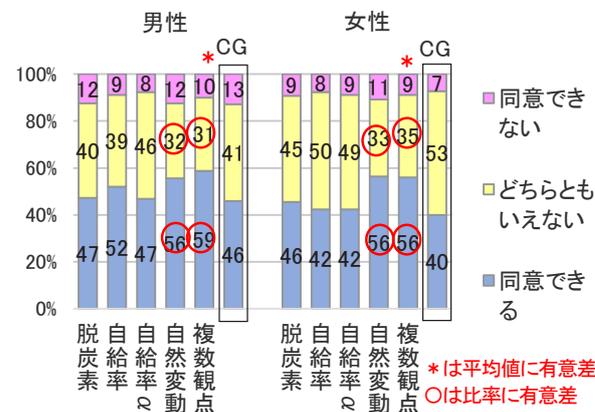


図19 太陽光や風力発電は、発電量の変動を調整するために常に火力発電所のスタンバイや蓄電池が必要だ

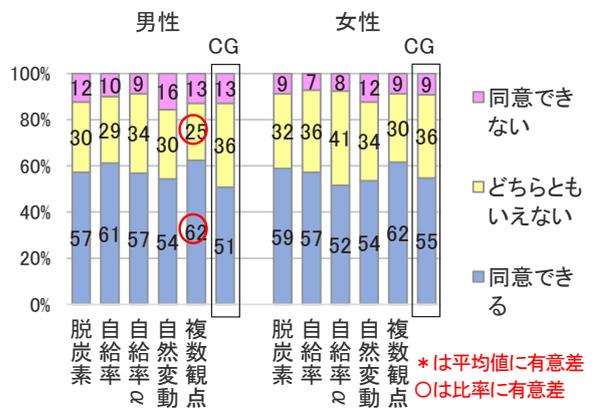


図20 再生可能エネルギーを一気に増やすことはできない

将来の原子力発電の利用について賛否の分布（図 21）をもとに、「どちらかといえば」を含めた賛成側比率と反対側比率について、CG との差（CG からの変化量）を図 22 に示す。

賛成側比率はプラス（増加）、反対側比率はマイナス（減少）で、いずれも肯定的な変化だが、変化量は最大で±10 ポイント程度である。

男性は自給率版と自給率α版、複数観点版で、女性は自給率α版と複数観点版で肯定方向に変化している。これらは第 5 節の変化の内容と整合しており、認知

や認識の変化によって態度変化に至ったと考えられる。女性には、自給率α版では効果があるのに、自給率版では効果がない点が注目される。第 5.4 項で示したように、自給率に関連する認知は自給率版でも同様に上がっていた。しかし、認知の変化が原子力発電の利用賛否につながらなかったと考えられる。女性に対しては、火力発電の燃料の輸入依存リスクだけでなく、その点における原子力発電の利点についての説明（つまり+αの説明）が必要と考えられる。

脱炭素版と自然変動版は、男女ともに CG と有意差がない。それぞれ内容に関連する認知や認識は上がったものの、利用賛否には効果は認められない。

7. 個人内の前後変化で捉えた効果

同じ自給率版の動画を視聴しても、男性は前後変化（a）と群間比較（b）のいずれも賛成側が 10 ポイント多く、同程度の効果が認められる。一方、女性は群間比較では効果はなく、前後変化でのみ 12 ポイント増の効果が認められる（図 23）。

前後比較の場合、動画視聴後の再度の賛否の質問から調査意図が察せられ、動画の内容を賛否の判断材料にすることが促された可能性が考えられる。

もう 1 つ考えられる理由は、動画視聴前の質問の影響である。CG で前後変化を測定したために、知識に関するすべての質問に回答した後で動画を視聴することとなった。いわば、自らが回答した一部の質問の正答が動画で説明される形になった。これにより、動画を視聴する際の視点や注意すべきポイントが明確になり、該当する内容に注意が向きやすくなったり、情報を処理する構えができたり、情報を認知しやすい状況になった可能性がある。動画の評価には差はみられないが（表 4）、認知の変化量には差が

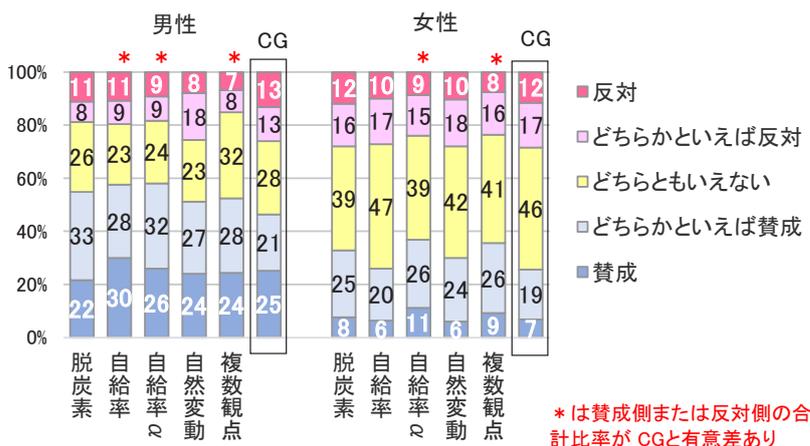


図 21 原子力発電利用賛否

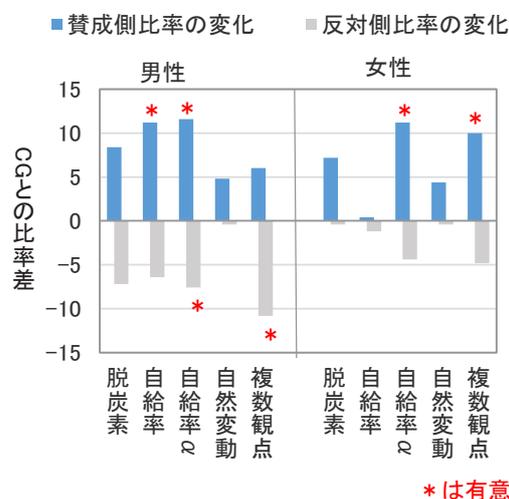


図 22 原子力発電利用賛否 CG からの変化

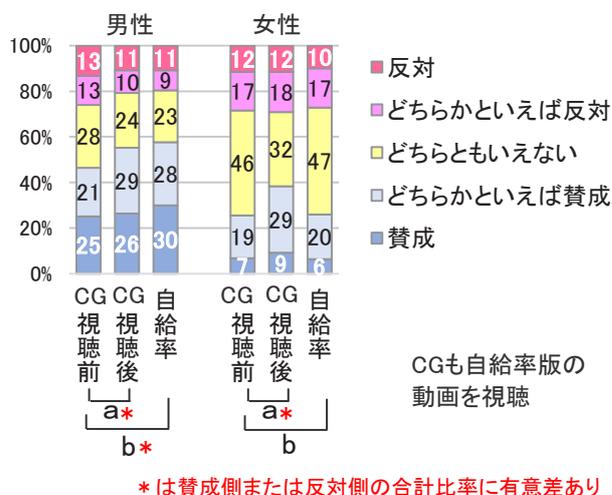


図 23 原子力発電利用賛否 前後変化と群間比較

あるかもしれない。ただし、内容の認知に関する項目は、CGで視聴後の再質問が行われていないため、その確認はできない。

表 4 動画の評価 自給率版とCGの比率の比較

| | 男性 | | 女性 | |
|--------------|---------|----------|---------|----------|
| | a CG | b 自給率 | a CG | b 自給率 |
| 知らなかったことがあった | 78.4 | 75.2 | 87.2 | 84.0 |
| わかりやすい | 81.6 | 76.8 | 80.0 | 78.4 |
| もう少し詳しく知りたい | 57.2 | 55.2 | 52.8 | 45.2 |
| 内容が疑わしい | 24.4 | 29.2 | 21.2 | 18.8 |
| 動画が長すぎる | 53.2 | 62.0* | 64.4 | 66.4 |

* $p<0.05$

8. まとめ

8.1 動画の効果の小ささ

本論文では、Web調査において動画視聴後にアンケートに回答してもらい、視聴しなかった群（CG）の回答と比較することにより、内容の認知効果や態度変化を測定した。

動画は5種類あり、人々の電源選択の判断材料を増やすことを目的として、原子力発電の必要性を直接訴求するのではなく、脱炭素や電力自給率の観点から火力発電を減らす必要性や自然変動電源の弱点を説明し、今後の発電割合について考えることを促す内容である。

動画の内容におおむね対応する認知が上がり、一部の動画で原子力発電の利用への賛成が増えた。変化量は10~20ポイントと小さいが、知識を増やし、原子力発電の受容につながる効果があることが示された。

この変化量は「言えば伝わる」というコミュニケーション観であれば、動画の中心的内容の認知効果として期待外れで、誠実に動画を視聴したのか疑念さえ生じるかもしれない。一方、「言っても伝わらない」というのはコミュニケーションの本質であり、その要因は認知科学の知見から説明されている（今井, 2024）。今回は視聴後に内容についてのテストがあるわけではなく、学習する構えで視聴されたものでもない。浅い情報処理しか期待できないWebアンケートにおいて、自身の関心や興味に関係なく、数分の動画を1回視聴することで得られる効果は、このような水準にとどまるという見方もできる。

賛成の増加は最大で10ポイント程度であり、実用的な意味があるかについて異論があるかもしれない。しかし、

世論調査における10ポイントの増減は注目される変化であり、実用的な意味があると考えられる。

2分半の動画でも「長すぎる」と評価されており、今回はアンケート参加に課せられた視聴だが、実用では途中離脱のリスクになる。効率的に情報を得たり、自分好みのペースで視聴したりするために、動画を倍速視聴することが一般化している（川窪, 2025）。本論文の動画はすべて著者が独自に作成しており、ナレーション速度のもどかしさが長さの印象を増幅させたと推察される。ストーリーの改善による時間短縮とは別に、ナレーションや背景音楽、デザインに専門家の関与を得て動画のクオリティを向上させることで、長さの印象を低減できるか検討に値する。

8.2 脱炭素より自給率

原子力発電の受容につながったのは、自給率のストーリーであった。「火力発電の燃料をほぼすべて輸入に頼っている」「輸入が途切れたら国内備蓄は2か月分もない」という認知が上がり、電力不足のために電気が安定供給されなくなるリスクの認識が増えたことが大きい。ただし、第8.6項で後述するように、女性は自給率ストーリーだけでは原子力発電の利用賛成は増えず、 $+ \alpha$ で原子力発電と自給率の関係の説明を加える必要があった。

脱炭素版と自然変動版では、それぞれ動画で説明している内容の認知は上がったが、利用賛成の有意な増加はみられなかった。

脱炭素版でも、CO₂削減目標や削減の必要性については特に説明していないが、そもそも人々の削減意欲はかなり高かったため、必要性が説明されていなかったことが主たる理由ではないと考えられる。

CO₂削減はさまざまな対策を総動員しても達成困難な課題であり、発電分野の排出が多いとはいえ、脱炭素版では総排出量の半分にもならないことが示されている。テレビやネット上では、削減量や実効性に触れずに脱炭素やカーボンニュートラルへの貢献をアピールする商品や企業活動の広告が数多くあり、無数の方法や手段の可能性を感じさせている。そのため、「原子力発電はCO₂を出さない発電方法」との認知が上がっても、CO₂削減に原子力発電の利用が不可欠だとの認識には至りにくいと考えられる。

環境優先意識が強いほど原子力発電に否定的な傾向があり、温暖化対策という環境の文脈で受容されることの難しさが報告されている（北田, 2020）。人々の認知において、CO₂削減と原子力発電の距離は、電力の自立と原子力発電の距離より遠いといえる。

8.3 自給率という指標では判断していない

動画を視聴しなくても、日本のエネルギー自給率が低いことは認知され、その自給率を高めることは重要と認識されていた（第 5.4 項）。ガソリンや石油が念頭にあると思われるが、知識として自給率の問題はかなり共有されている。

しかし、自給率版で火力発電の燃料の輸入依存リスクを説明しても、各発電方法が自給率を上げるのか下げののかを理解していない人が多かった（第 5.5 項）。エネルギー自給率と発電方法の関係は、農産物を輸入から国内生産に変えるという食糧自給率の場合に比べ、直感的に認識しにくいかもしれない。

女性は、 $+\alpha$ で原子力と自給率の関係を説明しても、原子力発電が自給率を上げるという理解は増えなかったが、利用への賛成は増えた。逆に、男性は、 $+\alpha$ の説明で理解は増えたが、賛成がさらに増えたわけではなかった（第 6 節）。いずれも人々が自給率という指標に基づいて、自給率を上げるために原子力が必要と判断しているのではないことを示している。

したがって、自給率の説明が有効だという本論文の結果は、火力発電の燃料の輸入依存リスクの説明が有効ということであり、「エネルギー自給率を高めるために原子力」といった単純明快なメッセージが有効ということではない。

8.4 自然変動性の説明では再エネの難しさは伝わらない

太陽光や風力にバックアップ電源や蓄電池が必要であることは、電気特性や発電量調整の仕組みなどから説明しなくても、「発電量が時間や天候に左右される」という理由で伝わるのがわかった。ただし、自然変動電源の問題が認知されても「再エネを一気に増やすことはできない」という認識は増えず、原子力発電の利用賛否にはほぼ変動がなかった。

「再エネを一気に増やせない」という認識は、原子力発電の利用賛否と相関があり（第 5.2 項）、賛否に影響しているのは確かだが、動画を視聴しなくても「再エネは一気に増やせない」と思う人は 5 割あり、具体的に知らなくても、増やす難しさはある程度織り込み済みといえる。今回の自然変動ストーリーでは、それ以上に認識を増やすことはできなかった。

8.5 記憶にとどまる情報 伝わる量

脱炭素版も自給率版も火力発電を減らす必要性を説明する内容であり、火力の代替として再エネを想定している場合、原子力発電の受容には結びつかない。一方、複数観点版は、脱炭素と自給率の内容に再エネの弱みも加えて、網羅的に簡潔に説明している。

複数観点版では、各観点にわたり多くの項目で認知が上がった。どの認知の変化が効いたかを特定することはできないが、原子力発電の利用への賛成も増えた。しかし、賛成の増加は自給率ストーリーを超えるものではなく、複数の観点の相乗効果はなかった。幅広く総合的に説明したほうが態度変化につながるというわけではないといえる。

男女ともに $+\alpha$ の情報を加えることで「知らなかったことがあった」との評価が 10 ポイント程度上がった。火力と原子力の燃料を対比させ、「わずかな」「長い」といった形容詞ではなく、「重量で数万分の 1」「2 週間に対して 2.7 年」という数値にインパクトがあり、記憶にとどまると考えられる。特に、動画のこの部分では、数値だけでなく、量を面積で、期間を矢印の長さで表現し、アニメーションで拡大や縮小の動きをつけて差異を強調している。記憶にとどまるかどうかには、ストーリーや数値そのものだけでなく、このような表現の工夫も大きく影響することが示唆される。

意味が直感できる数値や、「原子力発電は CO₂ を出さない」というような単純化した断定表現は、わかりやすくする半面、公表値や公表データがなかったり、「発電時に」という限定条件を省略していたりするなど、不正確さを含む。本論文の動画では、著者が一定の根拠をもつと判断した数値や表現を用いた。公的資料や広報パンフレットなどで一般的に使われる数値やデータでないものについては、異論や反論の可能性を考慮し、積極的に使うかどうかを判断する必要がある。

8.6 効果の男女差

女性は自給率版の説明だけでは原子力発電の利用賛否に効果はなく、 $+\alpha$ の原子力と自給率の関係の説明が必要であった（第 6 節）。また、同じ自給率版を視聴しても女性は、群間比較では利用賛否に効果はなく、前後比較では効果があった。その理由の 1 つとして、再度の利用賛否の質問から調査意図が察せられ、動画の内容を賛否の判断材料にすることが促された可能性が考えられる（第 7 節）。

これらの結果からは、女性は自給率にかかわる認知や認識が多少変化しても、自ら原子力発電の利用賛否には結び付けないと考えられる。この解釈は、女性は自給率や安定供給、電気料金への影響に関する認知・認識と利用賛否

の相関係数が男性より小さく、男性ほどには認知・認識と利用賛否が結びついていなかった結果（第 5.2 項）とも整合する。

女性に対しては、提示情報が判断材料として活用されるために、原子力発電の長所や必要性を明示するなど、知識を賛否につなぐ踏み込んだ説明を加えたほうがよいと考えられる。

脱炭素版への反応は女性のほうがよかった（第 5.3 項）。世論調査データでは、男性は女性より原子力発電の利用に肯定的であり、経済的側面を重視する傾向が古くから見出されている（北田, 2004）。効果的なテーマは男女で異なる可能性がある。

再エネ賦課金の 1 人世帯の年額を示した複数観点版では、電気料金の影響に関する認識の変化は男性でみられた（第 5.2 項）。適切な説明材料があれば、特に男性に対しては、経済性に焦点を当てたストーリーも検討する価値がある。

8.7 終わりに

本論文の効果は動画視聴直後のものであるため、効果の持続性を検討する必要がある。

調査は 20 歳代が対象であり、若年層は高年層と比べて、原子力発電への関心が低く、各電源の強みと弱みの認知や原子力発電に関するネガティブな事実認識が少なく、原子力発電の利用に肯定的であると報告されている（北田, 2024; 北田, 2023）。他の年齢層では効果が異なる可能性がある。効果は対象集団の属性やエネルギーに関連する社会状況、さらに当該動画のストーリー以外のさまざまな要素にも影響されるため、本論文の結果は普遍的なものではなく、それらが変われば変わりうる。

本論文の認知に関する質問への回答から浮かび上がるのは、考え方や価値観の相違以前に、火力発電への依存度の高さや原子力発電が CO₂ を出さないというエネルギー政策の前提となる知識が共有されていない実態である。原子力発電の安全性に関するリスクコミュニケーションや双方向の対話型コミュニケーションが重要であるとは言ってもないが、それだけでなく、必要性の判断材料となる知識の共有を図る取り組みも必要と思われる。

本論文の動画の効果は小さかったが、これは「言えば伝わる」というわけではないことを示している。だからこそ、どの観点から何をエビデンスとしてどう伝えるかが重要である。

今回の動画は最良の例というのではなく一例である。全画面構成は Appendix に掲載している。動画の具体的な

内容と定量的な効果がわかれば、「この情報は不要」「この情報を加えたら」「文章をこう変えれば」「ここを強調すれば」といった考えが浮かぶのではないだろうか。本論文の試みが、効果的な動画の制作や改善の一助になれば幸いである。

引用文献

- 藤田 智博 (2024). 世論も転換したのか 日本原子力学会誌, **66**(5), 250-253.
 <https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/66/5/66_250/_pdf/-char/ja> (2025. 8. 18 最終確認)
- 原子力安全システム研究所 社会システム研究所 (編) (2004). データが語る原子力の世論 プレジデント.
 今井 むつみ (2024). 「何回説明しても伝わらない」はなぜ起こるのか? 認知科学が教えるコミュニケーションの本質と解決策 日経BP.
- 川窪 光介 (2025). 現代人の時間意識とタイパ視聴——WEBモニターアンケート・オンライングループインタビュー調査の結果から 放送研究と調査, JANUARY-FEBRUARY, 86-105.
- 北田 淳子 (2019). 原子力発電世論の力学——リスク・価値観・効率性のせめぎ合い 大阪大学出版会.
- 北田 淳子 (2020). 温暖化対策として原子力発電の受容が高まらない要因 INSS JOURNAL, **27**, 43-57.
- 北田 淳子 (2021). 脱炭素化に向けた原子力発電による石炭火力発電代替の受容性 INSS JOURNAL, **28**, 22-37.
- 北田 淳子 (2023). リスクにフォーカスすることによって若年層の原子力発電利用態度は変わるか? INSS JOURNAL, **30**, 20-30.
- 北田 淳子 (2024). 若年層が高年層より原子力発電の利用に肯定的な要因 日本原子力学会和文論文誌, **23**(1), 33-49.
- 村田 ひろ子 (2021). 脱炭素時代の環境意識——ISSP 国際比較調査「環境」・日本の結果から 放送研究と調査 2021年6月号 80-103.
 <https://www.nhk.or.jp/bunken/research/yoron/pdf/20210601_5.pdf> (2025. 8. 18 最終確認)
- 日本原子力文化財団 (2025). 原子力に関する世論調査 (2024年度) 調査結果
 <https://www.jaero.or.jp/_files/poll/results_2024.pdf> (2025. 8. 18 最終確認)

Appendix 動画の画面構成

動画1
脱炭素

温暖化対策って
何をすればいいので
しょうか？

1,000人のアンケートから

- 電気自動車
- 節電/省エネ
- 再生可能エネルギー
- レジ袋を使わない
- 緑を増やす

温暖化対策とは
温室効果ガスを削減
することです

日本の温室効果ガス排出量

85% エネルギー消費に伴うCO2

2022年度
出典：環境省

CO2
化石燃料を燃やすと
発生します

石炭 ガソリン
石油 都市ガス
LNG

日本の温室効果ガス排出量

電力(発電)と運輸で
CO2が多く出ている

電力 37%
運輸
産業
建物のエネルギー消費

アンケートの回答
その削減効果は？

OFF

レジ袋を100億枚減らす
CO2削減量は33万トン
排出量の0.03%

エネルギー消費
37%CO2

電気自動車にする
運輸のCO2が減ります

しかし、そう単純では...

電気自動車にすれば
運輸のCO2は減ります
それだけでは
電力のCO2が増えます

社会全体で10%節電する
電力消費が減る分、
電力のCO2が減ります

OFF

電力のCO2削減に
さらに有効なのは...

発電方法を変える
ことです

CO2を出す発電
CO2を出さない発電

CO2は
化石燃料を燃やすと
発生します

CO2を出す発電
火力発電
太陽光発電
風力
水力
地熱
原子力

CO2を出さない発電
再生可能エネルギー
自然エネルギー
核分裂の熱で発電

CO2を出す発電
火力発電
CO2を出さない発電
太陽光発電
風力
水力
地熱
原子力

日本の発電内訳 2023年度

CO2を出さない発電
再生可能
原子力
CO2を出す発電
火力

再エネ賦課金
電気料金に上乗せ
その他
火力
水力
太陽光
風力
原子力
ダム
再生可能
3分の1

日本の温室効果ガスの4割は
火力発電で出るCO2
最大の温暖化対策は火力発電
を減らしCO2を出さない発電
に置き換えること
太陽光・風力をどう増やすか
原子力発電の利用をどうする
かが鍵を握ります

動画1
終わり

「脱炭素版」の画面構成 (264秒)

動画 2 自給率 α
動画 3 自給率 α

日本のエネルギーは海外頼み

自給率 1 自給率 α 1

エネルギー自給率 15%

2023年度

資源が乏しく化石燃料を輸入に頼っているためです

自給率 2 自給率 α 2

日本の発電内訳 2023年度

再エネ 原子力 LNG 石油 石炭

火力には大量の燃料が必要 ほぼすべて輸入

自給率 3 自給率 α 3

火力発電での消費 2022年度

石炭 1億トン
LNG 3900万トン
石油 570万キロリットル

世界中から船で運んでいる

自給率 4 自給率 α 4

輸入に頼るリスク

■紛争などで船が安全に航行できなくなれば、燃料が入ってこない

国内備蓄 石炭は1か月分 LNGは2週間分

輸入が途切れたら…

自給率 5 自給率 α 5

輸入に頼るリスク

■資源国との関係に左右される

ヨーロッパ 天然ガス 天然ガス

ウクライナ侵攻で対立 ロシア依存からの脱却

自給率 6 自給率 α 6

輸入に頼るリスク

■国際情勢で燃料が高騰

ウクライナ侵攻 16万円/ト

石炭 4万円/ト

LNG

日本の電気料金も高騰

自給率 7 自給率 α 7

日本の発電内訳

再エネ 火力 LNG 石油 石炭

燃料が輸入頼みの火力に依存 日本の電力供給の脆弱さ

自給率 9 自給率 α 9

エネルギー自給率

日本 15%

ロシア 184%
アメリカ 103%
中国 80%
インド 65%
イギリス 54%
フランス 35%
ドイツ

日本は自給率が低い

自給率 8 自給率 α 8

動画 2 終わり

火力発電で日々大量に消費する燃料は、ほぼすべて輸入

紛争で海上輸送が困難になり、資源国と対立したり、燃料価格が高騰すると、電力不足や電気料金の高騰に陥ります

火力を減らし発電方法を分散させることが重要

再エネ 原子力 7割

自給率 10 自給率 α 10

動画 3 自給率 α の追加部分

Q

原子力の燃料も輸入なら自給率は上がらない？

自給率 α 11

燃料の国内備蓄

火力 1か月
LNG 2週間
石油 石炭
原子力 2.7年

原子力は、輸入が途絶えても、国内にある燃料で2年以上発電を続けられるので、余裕をもって対応できます

自給率 12 自給率 α 12

大型発電所が1年間に使う燃料

火力 235万ト
石炭
原子力 95万ト
LNG
濃縮ウラン 21ト

原子力はわずかな燃料で発電します

自給率 α 13

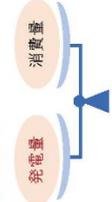
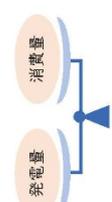
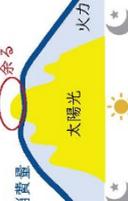
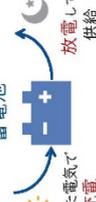
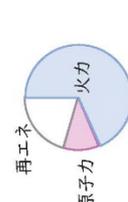
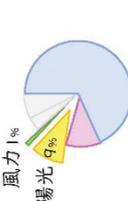
この特性から、燃料を輸入していても、原子力は準国産エネルギーとして自給率に算入される

国際的な取り扱い

原子力は、再エネと同様、日本のエネルギーの自立に貢献する発電方法です

自給率 α 14

動画 3 終わり

| | | | | | |
|---|---|--|--|---|--|
| <p>動画 4 自然変動</p> | <p>太陽光や風力の 「発電量の変動」 何か問題？</p> <p>自然変動 1</p> | <p>太陽光・風力の特性 発電量が時間や天候次第 どんどん 発電 ゼロ どんどん 発電 ゼロ</p> <p>発電量の変動が大きい 発電量をコントロールできない</p> <p>自然変動 2</p> | <p>Q 電気をたくさん作って 貯めておけば？</p> <p>自然変動 3</p> | <p>送電線を通れる電気は</p>  <p>自然変動 4</p> | <p>常に発電量と消費量を 同じにする必要があります</p>  <p>消費量</p> <p>発電量</p> <p>発電量をコントロールして バランスをとっています</p> <p>自然変動 5</p> |
| <p>このバランスが崩れると</p>  <p>消費量</p> <p>発電量</p> <p>自然変動 6</p> | <p>このバランスが崩れると 電圧が下がったり周波数が乱れ、 家電や電子機器、工場の機械に 支障</p>  <p>生産ライン停止 不良品</p> <p>自然変動 7</p> | <p>このバランスが崩れると 停電やブラックアウトの発生</p>  <p>停電</p> <p>消費量に合うように 発電量をコントロールする ことがきわめて重要</p> <p>自然変動 8</p> | <p>消費量</p>  <p>消費量</p> <p>太陽光</p> <p>火力</p> <p>火力をコントロールして 発電量を消費量に合わせています</p> <p>自然変動 9</p> | <p>大量の電気は貯められません</p>  <p>消費量</p> <p>太陽光</p> <p>火力</p> <p>日余った電気を夜に 回すことはできません</p> <p>自然変動 10</p> | <p>消費量</p>  <p>消費量</p> <p>太陽光</p> <p>太陽光発電を 押やしても</p> <p>自然変動 11</p> |
| <p>消費量</p>  <p>消費量</p> <p>太陽光</p> <p>火力</p> <p>余る電気が増え、 日没後の電力を供給する発電は やはり必要</p> <p>自然変動 12</p> | <p>蓄電池</p>  <p>余った電気で 充電</p> <p>放電して 供給</p> <p>蓄電池はコストが高く、 充電を繰り返すと劣化</p>  <p>自然変動 13</p> | <p>日本の発電内訳 2023年度</p>  <p>再エネ</p> <p>火力</p> <p>原子力</p> <p>自然変動 14</p> | <p>風力 1%</p> <p>太陽光 9%</p>  <p>再エネ拡大の切り札 発電量の変動への 対応が不可欠</p> <p>自然変動 15</p> | <p>太陽光・風力の発電の変動は 安定供給を脅かす特性です</p> <p>大量に導入するには、火力発電所をスタンバイさせたり、大規模な蓄電システムが必要。そのコストは電気料金に転嫁します</p> <p>再エネの拡大は、安定供給や電気料金への影響を考慮して進める必要があります</p> <p>自然変動 16</p> | <p>動画 4 終わり</p> |

「自然変動版」の画面構成 (218秒)

| | | | | | |
|--|--|---|--|--|---|
| <p>動画 5 複数観点</p> | <p>毎日使っている電気 何で作っている？</p> <p>複数観点 1</p> | <p>日本の発電内訳 2023年度</p> <p>7割が火力発電</p> <p>複数観点 2</p> | <p>日本の発電内訳 2023年度</p> <p>なぜ火力を減らさなければならぬの？</p> <p>複数観点 3</p> | <p>なぜ火力を減らす？</p> <p>1. 火力発電が最大のCO2排出元 日本の総排出量の4割</p> <p>火力を減らさなければCO2を減らせない</p> <p>複数観点 4</p> | <p>なぜ火力を減らす？</p> <p>2. 燃料を自給できない 火力発電には大量の燃料が必要 資源が乏しい日本は、ほぼすべて輸入</p> <p>LNG・石炭・石油</p> <p>1日の消費量38万トン 輸入が途切れたら電力不足に</p> <p>複数観点 5</p> |
| <p>火力の代わりは？</p> <p>複数観点 6</p> | <p>原子力</p> <p>福島原発事故ですべて停止</p> <p>2024年1月</p> <p>複数観点 7</p> | <p>原子力と火力の違い</p> <p>1. CO2が出ない 火力の数万分の1</p> <p>2. わずかな燃料で発電 輸入に頼るリスクが低い</p> <p>複数観点 8</p> | <p>火力の代わりは？</p> <p>複数観点 9</p> | <p>再エネの内訳</p> <p>水力(ダム) 9%, 太陽光 9%, 風力 1%</p> <p>太陽光と風力が再エネ拡大の切り札</p> <p>複数観点 10</p> | <p>なぜ一気に増やせない？</p> <p>1. 設置できる適地が少ない</p> <p>2. 発電量が時間や天候に左右。 常に火力発電所をスタンバイさせたり、蓄電池が必要</p> <p>複数観点 11</p> |
| <p>なぜ一気に増やせない？</p> <p>3. 再エネ拡大のコスト</p> <p>再エネ賦課金</p> <p>現在1人世帯で年8400円ほど 電気料金に上乗せ</p> <p>再エネの拡大は電気料金を抑えながら</p> <p>複数観点 12</p> | <p>現在</p> <p>CO2削減 自然率を上げる</p> <p>2040年 15年後</p> <p>最大増やして 4~5割</p> <p>複数観点 13</p> | <p>15年後の電力</p> <p>「再エネか原子力か」ではなく</p> <p>再エネも原子力も必要と考えられています</p> <p>複数観点 14</p> | <p>動画 5 終わり</p> | | |

「複数観点版」の画面構成 (221 秒)

エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション —若年層の原子力発電に対する関心の内容と大きさ—

Risk Communication in Energy Issues

— The Content and Extent of Interest for Nuclear Power among Younger Generations —

山下 信二 (Shinji Yamashita) *1

要約 エネルギー問題に対する若年層とのコミュニケーションを、原子力発電に対する関心の大きさに合わせたより良いものとしていくことを目指している。原子力発電についての受け止め方の差異が大きいと思われる若年層について、関心の大きさを表すものとしての原子力発電の利活用にかかるリスクへの不安の大きさを把握したうえで、その差異に影響を与える要因(因子)を分析して層別化することを試みた。層別化の分類軸として、①放射線への不安 ②電気が自由に使えない不安 の2つの分類軸のみが抽出されたが、このような不安は若年層固有のものではなく、年代にはよらないものと思われる。リスクの受け止め方は概ね年代とともに上昇するが、リスクの受け止め方に差異は見られない。こうした差異は年代の要因だけによるのではなく「社会経験」や「原子力発電に関する認識の程度」に相関していると考えられる。

キーワード 若年層, エネルギー問題, 原子力発電の利活用, 関心, 層別化

Abstract We are working to improve communications with younger generations about energy issues by modifying the degree of their interest in nuclear power generation. Regarding younger generations who are considered to differ greatly among individuals in their perception of how nuclear power is used, we attempted to categorize them by analyzing factors that influence these differences with respect to the degree of anxiety about risks in the use of nuclear power as a degree of interest. As a result of the experiment, only two classification axes were extracted for categorization: (1) anxiety about radiation and (2) anxiety about not being able to use electricity freely. But it seemed that these were not specific features to younger generations and they were independent of age. The tendency to accept risk generally increased with age, but there was no difference in the age factor. These differences seemed to correlate not only with “age”, but with “social experience” and “degree of recognition about nuclear power.”

Keywords young generations, energy issues, utilization of nuclear power, interest, categorize

1. はじめに

原子力発電所を運用する電気事業者は、関係機関や発電所立地地域の住民などに対して、さまざまな機会を活用して原子力発電の利活用についてのコミュニケーションを行っている。その中には、エネルギーを取り巻く諸課題や原子力発電そのものに関心の低い人々を対象に、より関心を高めてもらうことを目的としたものもあり、冊子、テレビCMやインターネットなどのほか動画配信サイトを活用した情報公開など、多種多様な媒体を活用したマス・コミュニケーションが図られている。

原子力発電の利活用についてのコミュニケーションには、とくに今後長きにわたって社会に関与していくことになる若年層が加わるのが重要である。しかし、若年層では、生活環境においてインターネットやSNSなどの情報

伝達・共有ツールが既に広く普及しているなど、上の年代層が若年の時期に経験してきた環境とは異なっていることもあって、原子力発電の利活用について受け止め方が異なり、また多様化している可能性もある。このことから、若年層に対しては、これまで行ってきた従来の画一的なマス・コミュニケーションでは十分な効果が得られていない恐れがある。

このため、若年層とのより良いコミュニケーション方法を探索していくための知見を得ることを目的とし、原子力発電の利活用に対する受け止め方に影響を与える要因(因子)を分析することで、若年層を層別化することを試みた。併せて、若年層の原子力発電の利活用に対する受け止め方が上の年代層のそれとはどのように異なるのか、分析を行った。本稿では、これらの調査・分析を行った結果を報告する。

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

2. 方法

本調査はウェブによりアンケートを実施し、因子分析によって原子力発電の利活用に対する受け止め方の要因を抽出した。そして、若年層個々人が持つ要因の大きさによって層別化することを図った。

2.1 調査対象者と分析人数

まず、調査対象者となる若年層について、20歳代および30歳代を“若年層”と定義した。性別や若年層内の年代間の差異を把握するため、性別・年代(20歳代、30歳代)ごとに調査を行うこととした。また、若年層とより上の世代との差異も分析するため、40歳代の男女にも同一の調査を行った。

調査人数については、因子分析が適切に行えるよう配慮した。必要な調査人数は100以上、かつ観測変数の2~10倍、抽出する因子の数の20倍以上と見積もり、設問数を20問程度、抽出する因子数を4個程度として、分析に必要な回答数は200サンプルとした。また、今後の検討のため、よりサンプル数を増やして原子力発電の利活用について関心の低い若年層を対象として、より詳細な分析を行っていくこととした。回答者のうち原子力発電に対する関心の低い人の比率や、そもそもこの層の人々は本調査には積極的には回答しないことも予想されることも考慮して、必要な回答数に対し調査対象人数を相当多めに見積もり、本調査の調査対象者数を性・年代あたり1,000人、計6,000人とした。

調査の実施にあたっては、インターネット調査会社にデータ収集を依頼した。関西2府4県に居住する者を対象とし、調査結果の不偏性を期すため、勤務先の業種が「マスコミ関係・市場調査」「電気・ガス・水道業」のいずれかである人を除外した。また、サテミスファイニング対策の設問を1問設け、これに誤答した者の回答を棄却した結果、分析対象者数は計5,868人となった。なお、性・年代間の偏りはない($\chi^2(2) = .053, p = .974$)。

調査の概要は表1のとおりである。

2.2 調査内容

若年層が潜在的に認識している、エネルギー問題(主に原子力発電)についてのリスクが起る可能性およびそのリスクへの不安感を調査して、リスクの受け止め方を数種類の因子により分類(層別化)した。

表1 ウェブ調査の概要

| | | | |
|--------|--|-------|-------|
| 調査期間 | 2024/9/1(日)~9/9(月) (9日間) ※回答数が目標数に達するまで | | |
| 調査人数 | 6,000人 <内訳>・20歳代：2,000人 ・30歳代：2,000人 ・40歳代(比較対象)2,000人 (それぞれ、性ごとに各1,000人) | | |
| 調査方法 | 調査会社に登録されているモニターから調査条件に適合する人あて調査回答を依頼 ・調査条件として、年齢のほか以下の条件を設定 一居住地(関西2府4県に居住) 一勤務先の業種 「マスコミ関係・市場調査」 「電気・ガス・熱供給業」以外 | | |
| 分析対象者数 | 計5,868人 <内訳> | | |
| | | 20歳代 | 30歳代 |
| 男性 | 974 | 974 | 982 |
| 女性 | 973 | 985 | 980 |
| 計 | 1,947 | 1,959 | 1,962 |
| | ※設問「本日は何月ですか」 [6月、7月、8月、 9月 、10月] に誤答した回答(132名)を棄却 | | |

エネルギー問題に対する関心の大きさによる層別化

エネルギー問題は、エネルギー需給や経済性、地球温暖化など多くの社会課題と複雑に関連している。特に原子力発電に関しては、安全対策には特に注意を払う必要があることなど特有の課題を抱えているほか、専門的な用語が頻出し、理解のためには相応の知識を要する。これらのこともあって、原子力発電の利活用について関心を抱き、コミュニケーションに積極的に参加することにはためらいを感じる恐れがある。このため、若年層がエネルギー問題に関心を持ち、原子力発電の利活用についてのコミュニケーションに積極的に参加するためには、その「きっかけ」を探求していくことが肝要である。まずは、若年層がエネルギー問題、とりわけ原子力発電に関心を抱くこと、つまりは自分にとって身近な問題だと感じられることが大きな要素である。

ここで、原子力発電のことが自分にとって身近な問題であると感じている状態とは、原子力発電を利活用する、

あるいは利活用しないことによるリスクが自分の生活に影響すると感じている状態であろうと考えた。ここから、原子力発電に関するリスクが顕在化した状態が、「自分の生活の周囲で起こりえるか」(可能性の認識)、リスクが顕在化した状態に「自分の生活に不安を感じるか」(不安感)の印象がより強ければ、エネルギー問題についてのコミュニケーションにも身近な問題で関心を持って参加するのではないかと想定した。このため、若年層での原子力発電に対する関心の大きさに合わせた適切なコミュニケーション方法を模索していく目的から、原子力発電にかかる複数の論点についてのリスクへの不安の大きさを測ることで関心の大きさを間接的に把握し、若年層の層別化を図ることとした。

不安の大きさを把握するため、安定供給、経済効率性、環境適合など原子力発電の特長や安全対策、中間貯蔵や原子燃料サイクルなどを論点とし、原子力発電を利活用した(しない)場合に「起こりえる事象」をできるだけ具体的に複数呈示して、①その事象についての可能性の認識(起こりえると思うか)、②その事象が起こることへの不安感(不安を感じるか)を尋ねることで、提示したリスクの受け止め方を把握することとした。呈示する「起こりえる事象」として、数行からなる文章を作成したが、作成にあたっては、本調査に直接関与していない、原子力発電について詳しくないと自認する調査会社の若手スタッフにも協力いただき、文章を読んでもらってその事象が正しく想像できるか、推敲を重ねた。「起こりえる事象」は合計16問用意し、調査対象者には可能性認識・不安感をそれぞれ5段階で評価いただいた。なお、調査対象者はスマートフォンで回答することを想定して、文章はできるだけ簡潔に、1画面に納まる程度にまとめ、しっかりと文章を読了した後に回答いただくよう、「起こりえる事象」の呈示から回答まで数秒の間隔を空けたのちに表示されるボタンを押下してから回答のフォームが表示されるなど、工夫を施した。また、併せて聞き取る質問文章から原子力発電についての知識・情報が得られないよう、「起こりえる事象」を呈示するタイミングにも注意を払った。

原子力発電に関する認識の程度(リテラシー)

個々人の原子力発電についてのリスクの受け止めや利活用に対する態度は、これまで習得してきた知識や経験してきた事象の多寡により大きく左右されるものと考えられる。

畠田(2018)は、原子力利活用に対する態度による層別化(「肯定層」「中間層」「慎重層」と、「中間層」を社会問題に対する詳しさを自認、および節電・省エネ行動の多寡

の2軸により分類する手法(中間層4分類)を提唱している。「中間層」に属する人は、原子力発電の利活用に対する態度を明確にしないことから、原子力に関する認識の程度は高くないことも想定されるが、同じ「中間層」に属していても原子力発電に関する認識の差は相当に大きいと思われる。このため、ウェブ調査では併せて認識の程度も測り、それが可能性認識・不安感の分析結果に与える影響を分析することとした。

認識の程度の測定のため、電気の安定供給、電気料金、地球温暖化といった内容と原子力発電との関連性についての認識を尋ねる設問を計16項目設け、それぞれ“あてはまる”“どちらともいえない・わからない”“あてはまらない”の3段階で回答いただいた。

また、エネルギー問題に限らず、広く社会問題についての関心の程度や、原子力発電にかかる出来事への印象についても聞き取り、印象の大小が原子力発電についてのリスクの受け止めはどう影響を与えるか、併せて確認を行った。社会問題についての関心の程度を把握する設問として、“戦争・紛争・テロ”“物価高騰”など7項目を呈示し、それぞれ“関心はとともある”から“関心はない”まで4段階で尋ねた。また、原子力発電にかかる出来事への印象に対しては、“チェルノブイリ原子力発電所の事故(1986年)”“原子力規制委員会が日本原子力発電・敦賀原子力発電所2号機の安全審査を不合格(2024年)”など10項目を呈示し、それぞれ“とても印象に残っている”から“全く知らない”まで4段階で尋ね、回答いただいた。

趣味・関心、生活環境

若年層がコミュニケーションに参加する「きっかけ」を探るため、若年層個々人が持つ趣味・関心や生活環境について調査し、趣味・関心や生活環境と原子力発電についての可能性認識・不安感の関連を分析することも試みた。

趣味・関心は、“国内旅行”“グルメ・外食”など24項目に加えて“あてはまるものはない”を加えた計25項目から複数選択で回答いただいた。生活環境については、就業形態、勤務先の業種、同居家族の構成などについて回答いただいた。

ウェブ調査の質問文章と回答の集約結果は別添に掲載する。

3. 調査結果

不安感を尋ねる質問項目の回答から、因子分析により若年層の原子力発電のリスクに対する受け止め方の要因を抽出し、その要因により層別化することを図った。

3.1 因子分析

若年層(20歳代～30歳代, $n=3,906$)を対象に、不安感を尋ねる質問項目の結果で探索的因子分析(最尤法, プロマックス回転)を行ったところ、全16項目のうち「中間貯蔵」と「環境保全」の2項目に係る計3項目を除外して、スクリープロットおよび固有値(9.390, 1.433, .769・・・)1以上の因子を対象にして、2因子が抽出できた(表2)。除外した「中間貯蔵」「環境保全」にかかる項目については、除外せず全16項目で因子分析を行っても、これらの項目への因子負荷が比較的高くなく(.4～.5程度)、また、他方への因子への負荷量も比較的高かった(.2以上)ことによる。除外した3項目の不安感是人によって差は少なく(全体的に不安感が高いか、または低い)、また、不安を感じる人は他の項目にも不安を感じやすく、逆に不安が少ない人は他の項目にも不安が少ないことを示している。

それぞれの因子について、1個目(因子寄与が大きいほう)は、原子力発電の安全性、とりわけ「放射線による影響」についての項目の因子負荷量が高いことから、「放射線への不安」と命名した。2個目(因子寄与が小さいほう)については、「電力不足・停電」の要素の因子負荷量が大きく、続いて「電気代」の要素が加わっていることから、「電気が自由に使えない不安」と命名した。

3.2 層別化

因子分析によって得られた調査対象者の因子得点から層別化を行った。

まず、若年層だけでなく40歳代も含めた調査対象者全体で探索的因子分析を行っても、同一の因子構造が得られた。このことから、因子得点の算出は調査対象者全体での因子分析結果を用いることとした。因子得点は、各項目の回答を正規化したうえで最小二乗法により算出した。横軸を「放射線への不安」因子の得点、縦軸を「電気が自由に使えない不安」因子の得点とした、調査対象者の散布図を図1に示す。また、年代ごと、そして多田(2018)が提唱した手法を用いて「肯定層」「中間層」「慎重層」の3段階に層別化した各層ごとのグループ別人数を図2に示す。

これらが示すように、年代が上がるとともに2つの因子がともに高くなる傾向がみられた。ここで、散布図の原点を中心に、右上の象限から時計回りにグループAからグループDと4グループに分類した。肯定層では、グループAの比率が最も高いものの、グループCが他のグループより多く存在していたが、中間層ではグループDの比率が最も高く、約半数を占めていた。中間層では不安感が小さい人が多いことがうかがえる。

3.3 年代による因子の大きさの差異

原子力発電の利活用について、若年層とより上の世代とは受け止め方が異なるのか、確認を行った。

因子分析の結果では、年代が上がるにつれ2つの因子得点とも増加する傾向にあることが示された。年齢を重ねるごとに日常生活での経験から原子力発電についての認識・関心・印象などが深まり、それが結果に影響を与えている可能性はある。しかしながら、年代が上がるにつれ不安感は増大する傾向にあっても、40歳代でも不安感が小さい人は少なからず存在する。このことから、認識・関心・印象の程度は、同じ年代のなかでもばらつきは相当に大きいと思われる。このため、原子力発電の利活用にかかるリスク受け止めの「年代間の差異」を評価するためには、認識・関心・印象の個人差の影響を除去しておく必要がある。

ここで、個々の調査対象者の認識・関心・印象の度合いを定量的に把握することを試みた。具体的には、それぞれの設問の回答を因子分析し、その因子得点を算出した。まず、原子力発電に関する「認識」について、16項目の設問項目の回答を探索的因子分析(最尤法, プロマックス回転)したところ、6項目を除外のうえ3因子を抽出した。それぞれ、「電力と地球温暖化」の認識、「原子力発電の安定供給」の認識、「原子力発電の環境優位性」の認識と命名した。同様に、社会課題への「関心」について探索的因子分析したところ、複数因子に分解できず1因子のみが抽出できた。7項目まとめて「社会課題への関心」と命名した。原子力発電をとりまく出来事への「印象」では、2項目を除外のうえ2因子を抽出した。これも、それぞれ「東日本大震災」への印象、「原子力発電に関連した出来事」への印象と命名した。

調査対象者の年齢と不安感の因子得点との相関を図3に示す。相関係数でみても、年代が上がるにつれ2つの因子がともに高くなる弱い関連性があることが確認できる。

表 2 (若年層 (20 歳代~30 歳代) のみ) 不安感に対する因子分析結果(3 項目を除外)

| | | 因子負荷量 | |
|--------|--|-------|-------|
| 項目 | | f_1 | f_2 |
| 安全対策-2 | 「原子力発電所が大規模な地震や津波に襲われた」とき 「原子力発電所で事故が発生し、そのことで微量の放射性物質が放出される」 こと | .895 | -.022 |
| 安全対策-3 | 「原子力発電所が大規模な地震や津波に襲われた」とき 「原子力発電所で事故が発生し、そのことで海産物や農作物から基準を超える放射線物質が検出される」 こと | .891 | -.019 |
| 安全対策-4 | 「原子力発電所が大規模な地震や津波に襲われた」とき 「原子力発電所で事故が発生し、そのことで原子力発電所周辺の地域では生活できなくなる」 こと | .872 | -.034 |
| 信頼-1 | 「電力会社が、より厳しい管理のもと原子力発電所を運転している」 場合、「原子力発電所から微量の放射性物質が放出される」 こと | .816 | -.046 |
| 安全対策-1 | 「原子力発電所が大規模な地震や津波に襲われた」とき 「原子力発電所が、運転できない程度の被害を受ける」 こと | .755 | .083 |
| 信頼-2 | 「電力会社が、より厳しい管理のもと原子力発電所を運転している」 場合、 「微量の放射性物質が放出された場合でも、電力会社がそのことを公表しない」 こと | .672 | .105 |
| 信頼-3 | 「電力会社が、より厳しい管理のもと原子力発電所を運転している」 場合、 「原子力発電所で事故が発生した場合、電力会社が適切に対応できず被害が拡大する」 こと | .670 | .156 |
| 地層処分 | 「日本で「地層処分」が実施された」とき、「地層処分」をした場所から微量の放射性物質が漏れ出る」 こと | .617 | .143 |
| 安定供給-2 | 「再生可能エネルギーによる発電割合が更に増加した (他の方法による発電設備が不要になる程度まで)」 とき 「天候不順が原因で、必要な量の電気が発電できなくなる」 こと | -.040 | .832 |
| 安定供給-3 | 「再生可能エネルギーによる発電割合が更に増加した (他の方法による発電設備が不要になる程度まで)」 とき 「必要な量の電気が発電できなくなることで、広範囲 (複数の県にまたがる程度) で停電する」 こと | -.006 | .810 |
| 経済性-2 | 「再生可能エネルギーによる発電割合が更に増加した (他の方法による発電設備が不要になる程度まで)」 とき 「電気料金が大幅 (現在の倍程度以上) に増加する」 こと | .020 | .784 |
| 経済性-1 | 「戦争などにより海外の政情が大きく不安定になった」とき 「燃料が輸入できなくなること、電気料金が大幅に上昇する」 こと | .081 | .780 |
| 安定供給-1 | 「戦争などにより海外の政情が大きく不安定になった」とき 「燃料が輸入できなくなること、必要な量の電気が発電できなくなる」 こと | .114 | .747 |
| 因子寄与 | | .579 | .081 |
| 因子間相関 | | .702 | |
| 除外項目 | | | |
| 中間貯蔵 | 「原子力発電所で使用した燃料 (使用済原子燃料) が増え続け、保管する場所が無くなった」 とき 「保管する場所が無くなったことで、原子力発電所が発電ができなくなる」 こと | | |
| 環境保全-1 | 「日本で化石燃料を使った発電が十分に削減されない」とき 「二酸化炭素の排出が削減されない」 ことが「二酸化炭素の排出が削減されない」 こと | | |
| 環境保全-2 | 「日本で化石燃料を使った発電が十分に削減されない」とき 「二酸化炭素の排出が削減されない」 ことが「大型台風、猛暑、集中豪雨など異常気象が増加する」 こと | | |

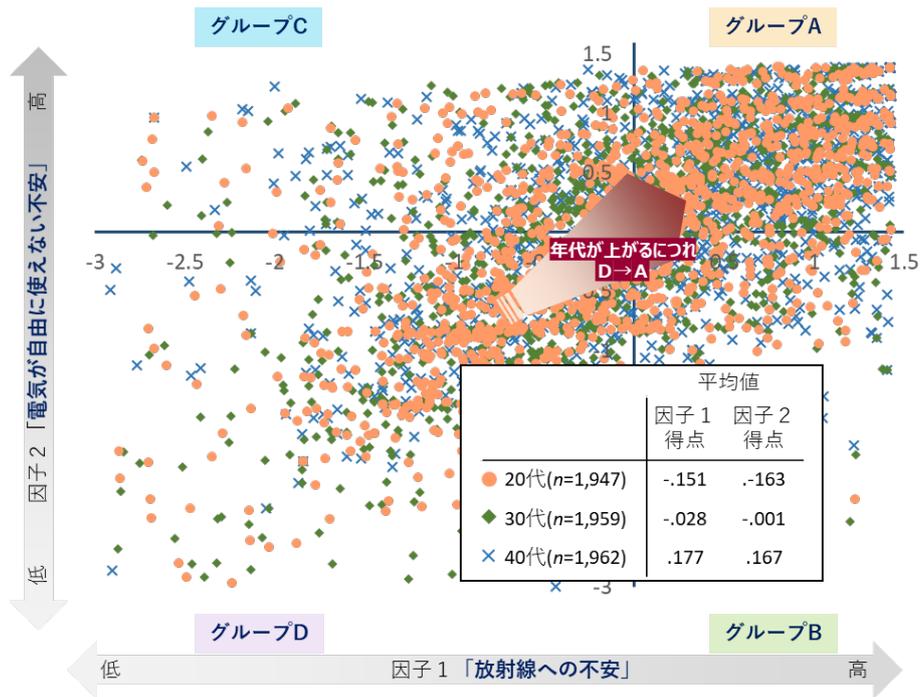


図1 因子得点と層別化

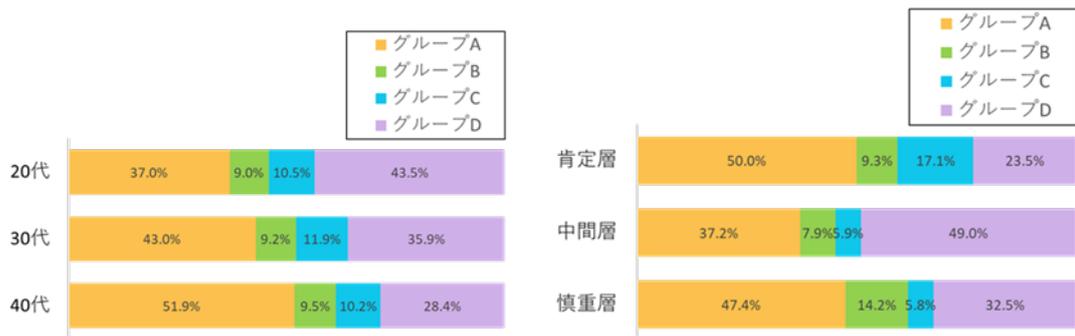


図2 年代別、層別のグループ別人数

一方で、先に示した認識・関心・印象についての各因子得点（計6項目）を算出し、それらを統制した場合の、「年齢」と不安感に対する因子得点との偏相関を図4に示すが、認識・関心・印象を介した相関を取り除くと、年齢と不安感に対する因子得点間の相関が無くなった。つまり、原子力発電に対するリスクを受け止める2つの因子「放射線への不安」「電気が使えない不安」は、年代による差異はあるとはいえない。原子力発電についての認識・関心や印象の受け止めが同じ程度であれば、原子力発電に対する不安は20歳代でも40歳代でも同じように感じる、ということを示唆している。

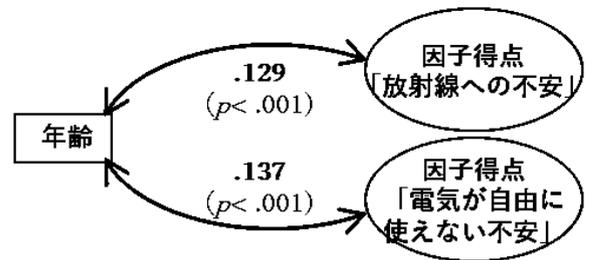


図3 年齢と不安感の因子得点との相関

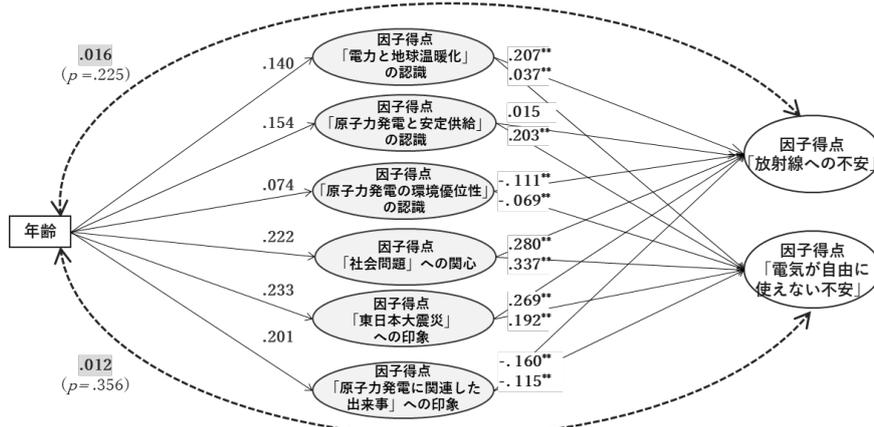


図4 原子力発電に関する「認識」「関心」「印象」を統制した場合の、年齢と不安感の因子得点との偏相関

3.4 趣味・関心と因子との関連

調査対象者が持つ趣味・関心の有無による不安感の因子得点の差異を、分散分析により分析した。

図5に若年層(男性:n=1,948, 女性:n=1,958)での「放射線への不安」因子得点について、趣味・関心の有無による差異を比較した結果を示すが、すべての趣味・関心の項目で、「あり」の場合は「なし」に比べて不安感が高くな

った。ただし、「あてはまるものはない」を選択した者は、逆に不安感が大きく下がった(すべての項目で5%水準で有意差あり)。しかし、趣味・関心が「あり」の場合、趣味・関心の項目による不安感の程度の差異は今回の調査では確認することができなかった。なお、「電気が自由に使えない不安」因子得点についても同様の分析を行ったが、同様の結果が得られている。

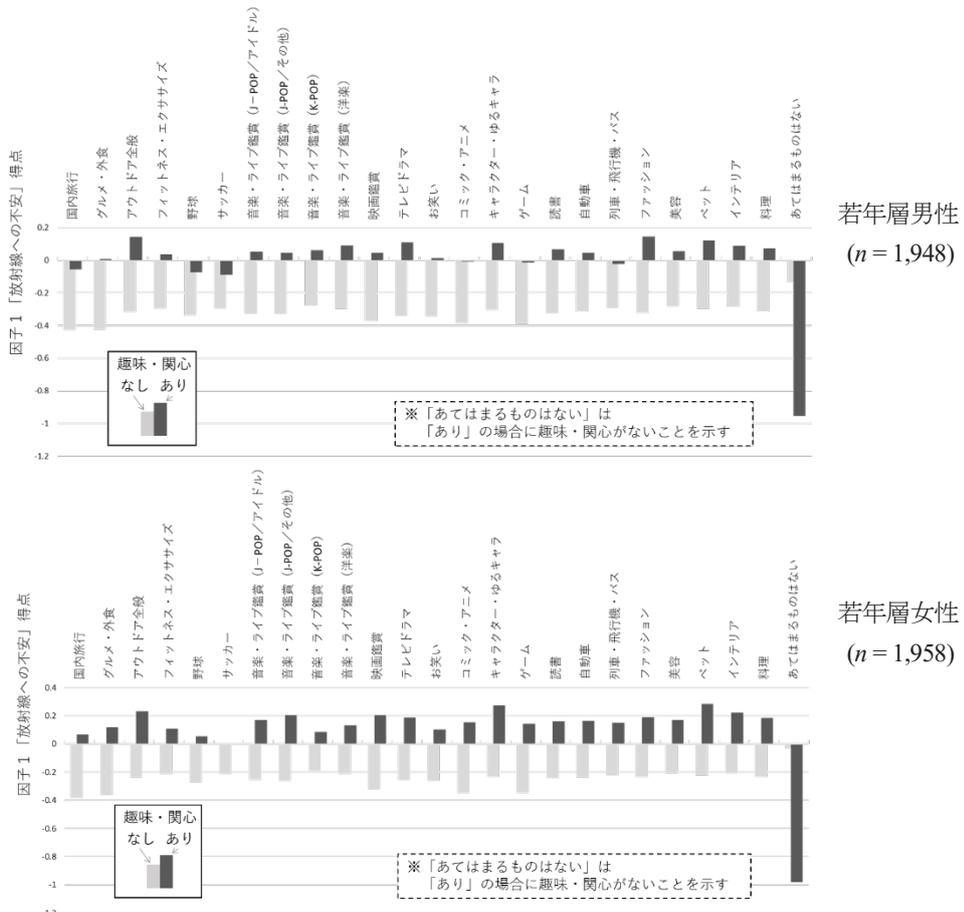


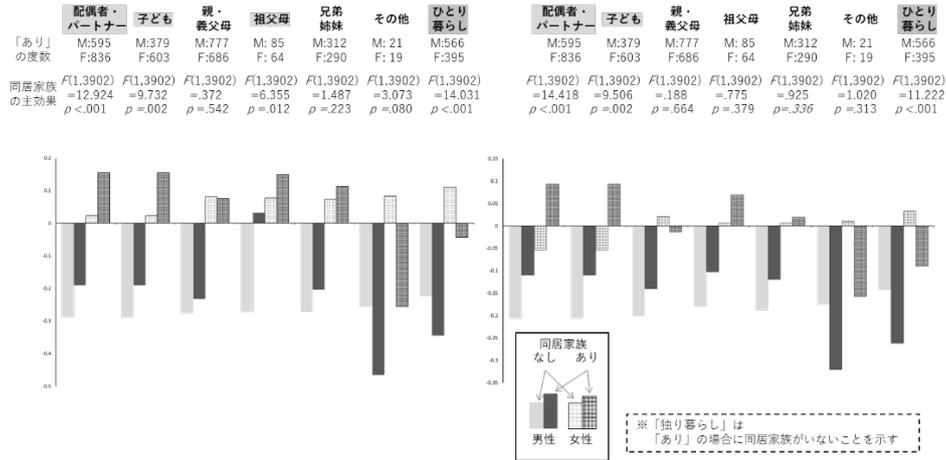
図5 趣味・関心との関連(「放射線への不安」因子得点)

3.5 生活環境のうち同居家族との関連

調査対象者の同居家族の形態との関連を分析した。続柄を“配偶者・パートナー”“子ども”など5種類の項目と“それ以外”、そして同居家族がない（ひとり暮らし）の7種類に分類し、それぞれ、不安感の因子得点の差異について同居家族の有無と性別の2要因の分散分析により確認した（図6）。

不安感の大きさは、性別の要因では全ての項目で男性

に比べ女性の方が有意に高い(5%水準)結果となり、同居家族の要因では、2つの因子とも、「配偶者・パートナー」「子ども」の同居家族がいると、不安感が有意に高くなった。また、「祖父母」の同居家族がいると「放射線への不安」が有意に高くなったが、逆に、「ひとり暮らし」では2つの因子とも不安感が有意に低くなった。ただし、同居家族の有無による不安感の差異の程度(効果量)は、統計的にはほとんどなかった。



「放射線への不安」因子得点

「電気が自由に使えない不安」因子得点

図6 同居家族との関連

4 まとめ

エネルギー問題に対する若年層とのより良いコミュニケーション方法を探索していくための知見を得ることを目指し、原子力発電に対する受け止め方の差異が大きいと思われる若年層を、関心の大きさを表すものとして原子力発電の利活用にかかるリスクへの不安の大きさを把握したうえで、その差異に影響を与える要因を分析して層別化することを試みた。

6000人に対するアンケート調査により、原子力発電についてのリスクに対する不安感を尋ね、その回答から因子分析により若年層の原子力発電のリスクに対する受け止め方の要因を抽出し、それにより層別化したところ、以下の2つの分類軸のみが抽出された。

- ① 放射線への不安
- ② 電気が自由に使えない不安

また、若年層の原子力発電の利活用に対する受け止め方が上の年代層のそれとは異なるのか、それぞれ調査したところ、以下の2点の傾向がみられた。

- 1) リスク分類軸の数・尺度は、年代によらない。(20歳代でも40歳代でも分類軸は同じ2つ)

2) リスクの受け止め方は、2分類軸とも概ね年代とともに上昇するが、①「年代」の要因だけではリスクの受け止め方の差異は見られず、「社会経験」や「原子力発電に関する認識の程度」に相関している。②「趣味」「同居家族の構成」による差異の要因によるリスクの受け止め方の差異も見られない。ただし、「趣味なし」「同居家族なし」の者は相対的にリスクの受け止めが小さい。

今回の調査で得られた、原子力発電のリスクに対する受け止め方の2つの要因を論点にしつつ、例えば放射線に対する不安感がより大きい層には、原子力発電の安全対策により重点を置いたコミュニケーションを実施するなど、それぞれの要因に対するリスクの受け止め方に応じてコミュニケーションの内容を充実していくことにより、若年層に対するより効果的な原子力発電の利活用についてのコミュニケーションが図られるものと期待できる。

引用文献

- (1) 多田幹弘, “エネルギー問題に関する中間層の受け止めとペルソナの提案”, INSS JOURNAL, Vol.27, pp.66-87,(2020).

別添

Web 調査質問項目と回答比率

(2024/9/1~8 調査)

※回答比率は分析に用いた回答(5,868 人分)での比率.

- F0 あなたの性別をお答えください。(1 つ選択)
 - 1. 男性 50.0%
 - 2. 女性 50.0%

- F1 あなたの年齢をお答えください。(数値記入)

歳

- 20代: 平均 25.4 歳
- 30代: 平均 35.2 歳
- 40代: 平均 44.9 歳

- F2 あなたのお住まい(都道府県)を教えてください。(リストから選択)

- | | |
|--------------|--------------|
| 25.滋賀県 5.8% | 28.兵庫県 25.4% |
| 26.京都府 12.2% | 29.奈良県 5.5% |
| 27.大阪府 47.4% | 30.和歌山県 3.6% |

※上記以外を選択した回答を棄却

- SC1 あなたは仕事をしていますか。仕事をしている場合、どのような就業形態で働いていますか。(1 つ選択)

※育休などで休職中の方は、休職前の状況を、学生でアルバイトをしている方は「学生」を選んでください。

- 1 正規の職員・社員 50.3%
- 2 契約・嘱託社員 2.9%
- 3 派遣社員 2.7%
- 4 パート・アルバイト 17.1%
- 5 会社などの役員 0.6%
- 6 自営業・フリー 4.6%
- 7 内職 0.5%
- 8 その他就業 1.1%
- 9 学生 5.5%
- 10 就業せず(学生除く) 14.7%

- SC2 あなたのお勤め先の業種を教えてください。(1 つ)

※SC1 で 9.10 を回答した者には本問は質問しない。

- 1 農林水産業・鉱業 0.5%
- 2 建設業・不動産業 4.4%
- 3 製造業 14.6%
- 4 電気・ガス・熱供給業 (回答を棄却)

- 5 情報通信業 3.0%
- 6 運輸業、郵便業 4.1%
- 7 卸売業、小売業 8.7%
- 8 金融業、保険業 2.8%
- 9 宿泊業・飲食業 2.0%
- 10 医療・福祉 11.8%
- 11 教育、学習支援業 4.4%
- 12 マスコミ関係、市場調査 (回答を棄却)
- 13 その他サービス業 10.9%
- 14 公務 3.3%
- 15 その他 (回答対象外) 20.2%

- SC3 現在、同居している家族を教えてください。(該当するものをすべて選択)

- 1 配偶者・パートナー 42.8%
- 2 子ども 32.0%
- 3 親(義父母含む) 33.2%
- 4 祖父母 2.7%
- 5 兄弟姉妹 12.2%
- 6 その他 0.9%
- 7 ひとり暮らし(同居家族はいない) 23.1%

- SC4 あなたの趣味や、あなたが関心があることはどのような分野ですか。(該当するものをすべて選択)

- 1 国内旅行 49.4%
- 2 グルメ・外食 46.2%
- 3 アウトドア全般 11.4%
- 4 フィットネス・エクササイズ 12.9%
- 5 野球 19.8%
- 6 サッカー 11.1%
- 7 音楽・ライブ鑑賞 (J-POP/アイドル) 8.8%
- 8 音楽・ライブ鑑賞 (J-POP/その他) 18.4%
- 9 音楽・ライブ鑑賞 (K-POP) 8.4%
- 10 音楽・ライブ鑑賞 (洋楽) 10.1%
- 11 映画鑑賞 28.8%
- 12 テレビドラマ 25.0%
- 13 お笑い 23.2%
- 14 コミック、アニメ 29.9%
- 15 キャラクター・ゆるキャラ 12.7%
- 16 ゲーム 25.8%
- 17 読書 19.1%
- 18 自動車 11.0%
- 19 列車・飛行機・バス 9.5%
- 20 ファッション 24.4%

- | | | | |
|---------------|-------|--|-------|
| 21 美容 | 21.9% | 5 地球環境を考慮した店舗や商品をできる限り利用 するようにしている. | 9.2% |
| 22 ペット | 13.8% | 6 紙の無駄使いを減らすようにしている. | 27.7% |
| 23 インテリア | 12.5% | 7 食品ロスを減らすようにしている. | 44.4% |
| 24 料理 | 20.3% | 8 その他(). | 0.4% |
| 25 あてはまるものはない | 12.6% | 9 特に何もしていない. | 21.5% |
- ・SC5 エネルギー問題に限らず社会問題全般の知識について、ご自身にあてはまるものをお知らせください。
(1つ選択)
- | | |
|-----------|-------|
| 1 詳しい方だ | 9.0% |
| 2 詳しくない方だ | 91.0% |
- ・SC6 本日は何月ですか。(1つ選択)
※サテイスファイシング対策
調査実施時期(9月)以外を選択した回答を棄却
- | | |
|-------|---------|
| 1 6月 | (回答を棄却) |
| 2 7月 | (回答を棄却) |
| 3 8月 | (回答を棄却) |
| 4 9月 | 100.0% |
| 5 10月 | (回答を棄却) |
- ・Q1 あなたは、選挙の投票に行きますか。(1つ選択)
- | | |
|--------------------------|-------|
| 1 必ず行く | 37.9% |
| 2 行かないときもあるが、行くことのほうが多い | 23.2% |
| 3 行ったことはあるが、行かないことのほうが多い | 21.0% |
| 4 行ったことはない | 17.9% |
- ・Q2 下記のような資源を大切にすする行動として、あなた自身が意識的にしていることはありますか。
(該当するものをすべて選択)
- | | |
|---|-------|
| 1 ペットボトルは、キャップ・ラベルを分別してリサイクルゴミに出している(他の家族がしている場合は除く) | 53.5% |
| 2 同じような商品であれば、リサイクル素材を使ったものやエコマークがあるものを選択して買うようにしている. | 13.5% |
| 3 シャンプーや洗剤などを買い足す場合、容器付き商品は買わずに詰め替え商品だけを購入している. | 53.1% |
| 4 使い捨てのプラスチックのスプーンやストローを使わないようにしている. | 20.1% |
- ・Q3 自然災害に備えて、あなた自身が意識的にしていることはありますか。(該当するものをすべて選択)
- | | |
|--------------------------------------|-------|
| 1 ハザードマップなどで危険地域などを把握している. | 27.0% |
| 2 何かあった時の避難場所を把握している. | 30.5% |
| 3 防災や地震速報などの災害対応アプリを使っている. | 15.4% |
| 4 防災グッズを準備している. | 30.8% |
| 5 非常食をストックしている. | 32.1% |
| 6 非常用の電池をストックしている. | 23.1% |
| 7 家具を壁に固定したり、重たいものは家具の上に置かないようにしている. | 16.9% |
| 8 その他(). | 0.2% |
| 9 特に何もしていない. | 36.2% |
- ・Q4 エネルギーの利用に関して、ご自身の考えに最も近いものをお知らせください。(一つ選択)
- | | |
|------------------------|-------|
| 1 積極的にできることを見つけて、している. | 8.2% |
| 2 意識してできることをしている. | 29.4% |
| 3 気づいたらする程度. | 30.7% |
| 4 ほとんど何もしていない. | 13.0% |
| 5 考えたことがない、わからない. | 18.7% |
- ・Q5 毎月の電気代は自分で支払っていますか。また、毎月の電気代は気になっていますか。(一つ選択)
<自分で支払っている>
- | | |
|-------------------|-------|
| 1 気になっている. | 29.0% |
| 2 どちらかという気になっている. | 12.5% |
| 3 どちらともいえない. | 3.3% |
| 4 どちらかという気にならない. | 1.4% |
| 5 気にならない. | 2.2% |
- <自分では支払っていない>
- | | |
|-------------------|-------|
| 6 気になっている. | 13.8% |
| 7 どちらかという気になっている. | 15.9% |
| 8 どちらともいえない. | 9.8% |
| 9 どちらかという気にならない. | 3.7% |
| 10 気にならない. | 8.3% |

・Q6 あなたは、下記のことがあてはまりますか。または、あてはまらないですか。(それぞれ一つ選択)

- ①「電気」がどうやって作られているか、きになったことがある。
- ②「電力不足」という話を聞いたことがある。
- ③普段の生活で、「電力不足」を実感したことがある。
- ④自宅の「電気代」は、3年ほど前と比べると高くなったと感じる。
- ⑤「電気代」は、海外の情勢が安定していれば、高くはならないと思う
- ⑥地球温暖化について関心がある
- ⑦地球温暖化の原因は、二酸化炭素など温室効果ガスだと思う
- ⑧「原子力」は、発電に利用されていると思う。

| | あてはまる | どちらともいえない・わからない | あてはまらない |
|---|-------|-----------------|---------|
| ① | 34.3% | 32.3% | 33.4% |
| ② | 65.7% | 21.8% | 12.5% |
| ③ | 13.0% | 33.5% | 51.5% |
| ④ | 57.8% | 29.7% | 12.5% |
| ⑤ | 18.1% | 56.6% | 25.3% |
| ⑥ | 39.9% | 40.2% | 19.9% |
| ⑦ | 40.6% | 42.9% | 16.5% |
| ⑧ | 84.8% | 11.7% | 3.5% |

・Q7 原子力発電についてあなたのお考えに最も近いものをお知らせください。(それぞれ一つ選択)

- ① 原子力発電は安全だと思う。
- ② 原子力発電は必要だと思う。
- ③ 国や専門家など、関係機関により安全性が確認された原子力発電所は、すみやかに再稼働するべきだ。
- ④ 将来的には、原子力発電所の稼働はゼロにしていくべきだ。

| | そう思う | まあそう思う | どちらかともいえない | あまりそう思わない | そう思わない | わからない |
|---|-------|--------|------------|-----------|--------|-------|
| ① | 3.2% | 8.9% | 36.8% | 32.0% | 11.9% | 7.2% |
| ② | 17.0% | 27.6% | 37.2% | 7.3% | 3.2% | 7.7% |
| ③ | 11.5% | 21.2% | 43.7% | 9.3% | 5.4% | 9.0% |
| ④ | 9.4% | 16.5% | 45.3% | 9.8% | 7.1% | 11.7% |

・Q8 あなたは、原子力発電について、下記のことがあてはまりますか。または、あてはまらないですか。(それぞれ一つ選択)

- ①「原子力発電」は、二酸化炭素を排出しないと思う。
- ②「原子力発電」は、地球温暖化対策の観点で有効だと思う。
- ③「原子力発電」がないと、電気が足りなくなると思う。
- ④「原子力発電」が停止すると、電気代が高騰すると思う。
- ⑤東日本大震災で被害を受けた映像・ニュースには、強い印象を受けている。
- ⑥原子力発電は危険だと思う。
- ⑦「原子力」について、悪いニュースだけでなく、役立つニュースも見聞きしたことがある。
- ⑧原子力発電のメリット・デメリットを知っている。

| | あてはまる | どちらともいえない・わからない | あてはまらない |
|---|-------|-----------------|---------|
| ① | 24.2% | 65.0% | 10.8% |
| ② | 17.8% | 67.6% | 14.6% |
| ③ | 45.7% | 42.5% | 11.9% |
| ④ | 48.1% | 41.9% | 10.0% |
| ⑤ | 54.5% | 36.6% | 8.8% |
| ⑥ | 35.0% | 54.9% | 10.1% |
| ⑦ | 35.0% | 51.0% | 14.0% |
| ⑧ | 29.0% | 53.5% | 17.5% |

・ 2011年に発生した東日本大震災を受け、原子力発電所の安全性に関する基準がより厳しく見直され、この新しい安全基準を満たした発電所のみが運転できるようになりました。もし、今後、この新しい基準に適合した「原子力発電所が大規模な地震や津波に襲われた」とき、Q9(安全対策-1)「原子力発電所が、運転できない程度の被害を受ける」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

- 1 ありそう 29.5%
- 2 まあありそう 37.1%
- 3 どちらともいえない 25.3%
- 4 あまりなさそう 4.6%
- 5 なさそう 3.6%

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

- 1 とても不安 24.5%

| | | | |
|--|-------|--|-------|
| 2 少し不安 | 37.3% | 1 ありそう | 29.3% |
| 3 どちらともいえない | 27.4% | 2 あまりそう | 35.0% |
| 4 あまり不安はない | 6.6% | 3 どちらともいえない | 26.6% |
| 5 まったく不安はない | 4.2% | 4 あまりなさそう | 5.8% |
| | | 5 なさそう | 3.2% |
| ・Q10(安全対策-2)「原子力発電所で事故が発生し、そのことで微量の放射性物質が放出される」ことが | | (2) <u>あなた自身</u> は、このことに対して不安を感じますか、 | |
| (1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか、 | | (一つ選択) | |
| (一つ選択) | | 1 とても不安 | 26.9% |
| 1 ありそう | 27.5% | 2 少し不安 | 32.5% |
| 2 あまりそう | 38.5% | 3 どちらともいえない | 29.8% |
| 3 どちらともいえない | 26.2% | 4 あまり不安はない | 6.7% |
| 4 あまりなさそう | 4.9% | 5 まったく不安はない | 4.1% |
| 5 なさそう | 2.9% | | |
| (2) <u>あなた自身</u> は、このことに対して不安を感じますか、 | | ・ 原子力発電所に対する新しい安全基準では、電力会社には事故時に限らず普段においても、より厳しい安全規制を課しています。今後、「 <u>電力会社が、より厳しい管理のもと原子力発電所を運転している</u> 」場合、 | |
| (一つ選択) | | Q13(信頼-1)「原子力発電所から微量の放射性物質が放出される」ことが | |
| 1 とても不安 | 28.5% | (1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか、 | |
| 2 少し不安 | 33.9% | (一つ選択) | |
| 3 どちらともいえない | 26.7% | 1 ありそう | 19.2% |
| 4 あまり不安はない | 7.3% | 2 あまりそう | 35.8% |
| 5 まったく不安はない | 3.6% | 3 どちらともいえない | 31.0% |
| | | 4 あまりなさそう | 10.0% |
| ・Q11(安全対策-3)「原子力発電所で事故が発生し、そのことで海産物や農作物から基準を超える放射性物質が検出される」ことが | | 5 なさそう | 4.1% |
| (1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか、 | | (2) <u>あなた自身</u> は、このことに対して不安を感じますか、 | |
| (一つ選択) | | (一つ選択) | |
| 1 ありそう | 26.3% | 1 とても不安 | 4.5% |
| 2 あまりそう | 35.9% | 2 少し不安 | 12.1% |
| 3 どちらともいえない | 28.4% | 3 どちらともいえない | 30.7% |
| 4 あまりなさそう | 6.0% | 4 あまり不安はない | 34.0% |
| 5 なさそう | 3.2% | 5 まったく不安はない | 18.7% |
| (2) <u>あなた自身</u> は、このことに対して不安を感じますか、 | | | |
| (一つ選択) | | Q14(信頼-2)「微量の放射性物質が放出された場合でも、電力会社がそのことを公表しない」ことが | |
| 1 とても不安 | 27.7% | (1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか、 | |
| 2 少し不安 | 33.1% | (一つ選択) | |
| 3 どちらともいえない | 28.6% | 1 ありそう | 21.4% |
| 4 あまり不安はない | 7.0% | 2 あまりそう | 30.7% |
| 5 まったく不安はない | 3.7% | 3 どちらともいえない | 31.4% |
| | | 4 あまりなさそう | 11.2% |
| ・Q12(安全対策-4)「原子力発電所で事故が発生し、そのことで原子力発電所周辺の地域では生活できなくなる」ことが | | 5 なさそう | 5.3% |
| (1) 起こる可能性は、どの程度あると思いますか、 | | (2) <u>あなた自身</u> は、このことに対して不安を感じますか、 | |
| (一つ選択) | | (一つ選択) | |

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 23.2% |
| 2 少し不安 | 29.7% |
| 3 どちらともいえない | 30.8% |
| 4 あまり不安はない | 10.7% |
| 5 まったく不安はない | 5.6% |

Q15(信頼-3)「微量の放射性物質が放出された場合、電力会社が適切に対応できず被害が拡大する」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 20.9% |
| 2 まありそう | 34.0% |
| 3 どちらともいえない | 32.7% |
| 4 あまりなさそう | 8.9% |
| 5 なさそう | 3.5% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 24.3% |
| 2 少し不安 | 32.3% |
| 3 どちらともいえない | 30.9% |
| 4 あまり不安はない | 8.5% |
| 5 まったく不安はない | 4.0% |

- 原子力発電所で使用した燃料(使用済原子燃料)はリサイクルできるため、原子力発電所内にいったん保管しています。しかし、保管する場所には限りがあります。もし、今後、「原子力発電所で使用した燃料(使用済原子燃料)が増え続け、保管する場所がなくなった」とき、

Q16(中間貯蔵)「保管する場所が無くなったことで、原子力発電所が発電できなくなる」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 19.1% |
| 2 まありそう | 33.5% |
| 3 どちらともいえない | 34.1% |
| 4 あまりなさそう | 9.4% |
| 5 なさそう | 4.0% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 18.1% |
| 2 少し不安 | 31.7% |
| 3 どちらともいえない | 35.9% |
| 4 あまり不安はない | 9.8% |
| 5 まったく不安はない | 4.5% |

- 原子力発電所で使用した燃料(使用済原子燃料)はリサイクルできますが、リサイクルできない放射性廃棄物も発生するため、これを地中深くで厳重に管理すること(地層処分)の検討が進められています。もし、今後、「日本で、「地層処分」が実施された」とき、

Q17(地層処分)「地層処分をした場所から微量の放射性物質が漏れ出る」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 20.2% |
| 2 まありそう | 34.7% |
| 3 どちらともいえない | 31.8% |
| 4 あまりなさそう | 9.2% |
| 5 なさそう | 4.0% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 20.6% |
| 2 少し不安 | 31.1% |
| 3 どちらともいえない | 32.7% |
| 4 あまり不安はない | 10.4% |
| 5 まったく不安はない | 5.3% |

- 日本は発電に必要な燃料(石油、石炭、天然ガスなど)の大半を輸入に頼っています。もし、今後、「戦争などにより海外の政情が大きく不安定になった」とき、

Q18(安定供給-1)「燃料が輸入できなくなることで、必要な量の電気が発電できなくなる」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 31.8% |
| 2 まありそう | 36.2% |
| 3 どちらともいえない | 24.7% |
| 4 あまりなさそう | 4.5% |
| 5 なさそう | 2.7% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 31.5% |
| 2 少し不安 | 35.9% |
| 3 どちらともいえない | 24.9% |
| 4 あまり不安はない | 4.6% |
| 5 まったく不安はない | 3.1% |

Q19(経済性-1)「燃料が輸入できなくなることで、電気料金大幅に上昇する」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 41.6% |
| 2 まありそう | 30.5% |
| 3 どちらともいえない | 22.3% |
| 4 あまりなさそう | 3.5% |
| 5 なさそう | 2.2% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 40.1% |
| 2 少し不安 | 29.8% |
| 3 どちらともいえない | 23.4% |
| 4 あまり不安はない | 4.0% |
| 5 まったく不安はない | 2.7% |

- 日本において、太陽光や風力など再生可能エネルギーによる発電設備が増加しています。もし、今後、「再生可能エネルギーによる発電割合が更に増加した(他の方法による発電設備が不要になる程度まで)」とき、

Q20(安定供給-2)「天候不順が原因で、必要な量の電気が発電できなくなる」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 21.4% |
| 2 まありそう | 39.0% |
| 3 どちらともいえない | 29.3% |
| 4 あまりなさそう | 7.2% |
| 5 なさそう | 3.1% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 19.2% |
| 2 少し不安 | 36.1% |
| 3 どちらともいえない | 32.2% |
| 4 あまり不安はない | 8.5% |
| 5 まったく不安はない | 4.0% |

Q21(安定供給-3)「必要な量の電気が発電できなくなることで、広範囲(複数の県にまたがる程度)で停電する」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 20.4% |
| 2 まありそう | 35.3% |
| 3 どちらともいえない | 32.2% |
| 4 あまりなさそう | 8.8% |
| 5 なさそう | 3.3% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 21.1% |
| 2 少し不安 | 32.5% |
| 3 どちらともいえない | 31.5% |
| 4 あまり不安はない | 10.5% |
| 5 まったく不安はない | 4.3% |

Q22(経済性-2)「電気料金が大幅(現在の倍程度以上)に増加」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 31.9% |
| 2 まありそう | 33.5% |
| 3 どちらともいえない | 26.4% |
| 4 あまりなさそう | 5.3% |
| 5 なさそう | 2.9% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 36.4% |
| 2 少し不安 | 29.6% |
| 3 どちらともいえない | 25.4% |
| 4 あまり不安はない | 5.4% |
| 5 まったく不安はない | 3.3% |

- 日本において、太陽光や風力など再生可能エネルギーによる発電設備が増加しています。もし、今後、「日本で化石燃料を使った発電が十分に削減されない」とき、

Q23(環境保全-1)「二酸化炭素の排出が削減されない」ことが

(1)起こる可能性は、どの程度あると思いますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 20.7% |
| 2 まありそう | 39.5% |
| 3 どちらともいえない | 32.5% |
| 4 あまりなさそう | 4.4% |
| 5 なさそう | 3.0% |

(2)あなた自身は、このことに対して不安を感じますか。

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 15.5% |
| 2 少し不安 | 35.3% |
| 3 どちらともいえない | 39.2% |
| 4 あまり不安はない | 5.8% |
| 5 まったく不安はない | 4.3% |

Q24(環境保全-2)「大型台風, 猛暑, 集中豪雨など異常気象が増加する」ことが

(1)起こる可能性は, どの程度あると思いますか.

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 ありそう | 38.2% |
| 2 まあありそう | 27.9% |
| 3 どちらともいえない | 26.6% |
| 4 あまりなさそう | 4.3% |
| 5 なさそう | 3.0% |

(2)あなた自身は, このことに対して不安を感じますか.

(一つ選択)

| | |
|-------------|-------|
| 1 とても不安 | 35.0% |
| 2 少し不安 | 29.6% |
| 3 どちらともいえない | 26.3% |
| 4 あまり不安はない | 5.5% |
| 5 まったく不安はない | 3.6% |

・Q25 下記のような社会課題について, あなた自身は関心がありますか. (それぞれ一つ選択)

- ① 戦争・紛争・テロ
- ② 物価高騰
- ③ 株式市場・為替相場 (円高, 円安)
- ④ 先進的技術開発・競争力向上
- ⑤ 地球温暖化・気候変動
- ⑥ 災害・防災
- ⑦ エネルギーの安定供給

| | 関心は とてもある | 関心は まあある | 関心は あまりない | 関心は ない |
|---|--------------|-------------|--------------|-----------|
| ① | 20.1% | 48.1% | 19.3% | 12.5% |
| ② | 43.6% | 36.9% | 10.3% | 9.2% |
| ③ | 23.3% | 36.0% | 26.1% | 14.6% |
| ④ | 13.7% | 37.3% | 33.0% | 16.0% |
| ⑤ | 22.8% | 43.2% | 21.6% | 12.5% |
| ⑥ | 27.4% | 45.0% | 16.7% | 11.0% |
| ⑦ | 17.2% | 46.4% | 23.9% | 12.6% |

・Q26 以下に記載した出来事について, あなたは知っていますか. また, それは印象深いことがらですか.

(それぞれ一つ選択)

<国外>

- ① チェルノブイリ原子力発電所の事故(1986年)
- ② ロシアによるウクライナのザポリージャ原子力発電所の攻撃・占拠 (2022年)

<国内>

- ③ 東日本大震災と津波被害 (2011年)
- ④ 東京電力福島第1原子力発電所の事故(2011年)や, 処理水の海洋放出(2023年~)など
- ⑤ 福島第一原子力発電所の事故による地域住民避難 (2011~)
- ⑥ 政府や電力会社による計画停電・節電要請 (2011年~)
- ⑦ 北海道胆振東部地震をきっかけとした, 北海道全域での大規模停電 (2018年)
- ⑧ 関西電力の元役員らが福井県高浜町の元助役から金品を受領する一方で原発関連工事での便宜を図っていた問題(2019)
- ⑨ 大津地方裁判所での関西電力・高浜発電所3・4号機の運転差止仮処分の決定と, 決定を受けた稼働中原子炉の停止 (2016年)
- ⑩ 原子力規制委員会が日本原子力発電・敦賀原子力発電所2号機の安全審査を不合格 (2024年)

| | とても 印象に 残っている | 印象に 残っている | 少し知って いる程度 | 全く 知らない |
|---|---------------------|--------------|---------------|------------|
| ① | 11.7% | 21.7% | 41.2% | 25.4% |
| ② | 14.2% | 27.3% | 30.5% | 28.1% |
| ③ | 50.6% | 27.5% | 12.6% | 9.2% |
| ④ | 34.2% | 33.1% | 18.7% | 14.0% |
| ⑤ | 34.8% | 32.2% | 19.7% | 13.3% |
| ⑥ | 21.3% | 34.6% | 25.1% | 19.0% |
| ⑦ | 10.4% | 24.3% | 32.4% | 32.9% |
| ⑧ | 7.8% | 23.0% | 33.2% | 36.0% |
| ⑨ | 4.0% | 22.1% | 35.6% | 38.3% |
| ⑩ | 5.7% | 23.0% | 32.3% | 39.0% |

熱疲労荷重に対する簡易弾塑性補正 (K_e 係数) に関する一考察 *1

A study on simplified elastic-plastic correction (K_e factor) for thermal loading

釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya) *2 朝田 誠治 (Seiji Asada) *3

要約 機器設計において簡易弾塑性補正係数 K_e は、疲労評価に必要な弾塑性ひずみを弾性解析から推定するために用いられる。 K_e 係数は種々の規格で用いられているが、その値はそれぞれの規格の考え方に基づいて設定されている。近年、米国機械学会 (ASME) の設計規格では、熱荷重に対して K_e の値を小さくするよう変更した。これは、変位制御荷重下での弾塑性ひずみは限定的であるという仮定に基づいている。本稿では、JSME 規格に変位制御荷重相当の K_e 係数を導入する議論を進めるための基本的な考察をまとめた。まず、変位制御荷重相当の K_e 係数の考え方を整理するとともに、各規格の K_e 係数を比較した。そして、直管モデルを対象に、熱荷重に対する K_e 係数を計算した。その結果、ASME の熱荷重用の K_e 係数は、軸方向に拘束を加えた場合や変動周期が短い場合にのみ有効であることが示された。そして、これらの状況を踏まえて熱荷重に対する K_e 係数を新たに提案した。最後に、熱荷重下での K_e の特徴をまとめるとともに、日本機械学会の設計・建設規格の K_e 係数のあり方についての考察を示した。

キーワード 熱応力, 疲労, 簡易弾塑性補正, 構造設計

Abstract The simplified elastic-plastic correction factor K_e is quoted in fatigue damage assessments for component design to predict elastic-plastic strain from elastic strain without performing elastic-plastic analyses. The K_e factor has been widely used in various design codes, although its value has been determined according to individual policy to achieve conservative assessments. Recently, the American Society of Mechanical Engineers (ASME) modified the K_e factor for thermal loading. By assuming elastic-plastic strain could not become large for thermal loading, a reduced K_e value was applied when the stress was caused by thermal expansion loading. This paper discusses the applicability of K_e for thermal loading to the design code by the Japan Society of Mechanical Engineers (JSME). First, the K_e factor for thermal loading and its background are reviewed, and then, K_e values from several codes are compared. Second, finite element analyses (FEA) for a straight pipe subjected to a fluid temperature transient are conducted to obtain values for comparison of the K_e factor prescribed in the ASME and JSME codes. The K_e values obtained by FEA become larger than those of the revised K_e of the ASME. It is shown that K_e value depends on the boundary condition. The K_e factor of ASME is valid only when the axial displacement is fully constrained or frequency of the fluid temperature fluctuation is fast enough. Third, based on detailed investigations, conservative K_e value for thermal loading is proposed. Finally, the characteristics of the change in the elastic-plastic strain for thermal loading are summarized and discussion is made about how the K_e factor is prescribed in the JSME design code.

Keywords thermal stress, fatigue, simplified elastic-plastic correction, component design

1. 緒言

ステンレス鋼や炭素鋼、または低合金鋼などの疲労寿命は、応力振幅よりもひずみ範囲との相関が大きい。そして、原子力発電プラントの機器設計に用いられる設計疲労曲線も、ひずみ範囲と疲労寿命の相関関係を前提に策定されている⁽¹⁻⁴⁾。一方、一般的な機器設計においては、弾性解析により疲労損傷の駆動力が算出される。したがって、

降伏強度を超えた荷重が発生する場合は、算出される弾性ひずみに対し塑性ひずみの影響を加味する必要がある。日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建設規格 (以後、JSME規格)⁽⁵⁾ では弾性解析により得られたひずみと係数 K_e ' の積をとることで実際に発生する弾塑性状態でのひずみを保守的に推定している。 K_e ' は簡易弾塑性補正係数、または K_e 係数と呼ばれ、弾性解析によるひずみと弾塑性解析によるひずみの比に相当する。本稿では、規格で規定され

*1 日本機械学会論文集, Vol.87, No.901 (2021) (DOI: 10.1299/transjsme.21-00239) より転載

*2 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*3 三菱重工業 (株)

る K_e 係数を K_e' と表記し、解析から得られる比 K_e と区別して表す。JSME規格では、種々の条件に対する K_e を算出し、それらを保守的に包絡するように K_e' を決定している⁽⁶⁾。

K_e 係数を用いた設計手順は米国機械学会 (ASME) の原子力機器の設計規格 (以後、ASME規格)⁽⁷⁾ の考え方を導入している。ただし、これまでの検討経緯から、JSMEとASME規格では異なる K_e 係数が規定されている。近年、ASMEは、内圧などによる機械的な疲労荷重と熱変形に起因する疲労荷重 (熱荷重) を分離し、それぞれに異なる K_e 係数を適用するCode Case N-904 (以後、N-904) を発行した⁽⁸⁾。そこでは、熱荷重による表面方向のひずみ変動が、塑性ひずみの有無や荷重の大きさにかかわらず、熱変形量にのみ依存する変位制御荷重であると仮定している⁽⁹⁾。そして、塑性ひずみ発生によるポアソン比変化の影響のみを K_e 係数に考慮している。フランスの原子力機器の設計規格 (RCC-M)⁽¹⁰⁾ でも、比較的早い時期から、熱荷重に対して変位制御荷重相当の K_e 係数を適用してきた。また、非原子力機器に対しても、ASMEの圧力容器設計規格 (以後、Sec. VIII)⁽¹¹⁾ や欧州の圧力容器設計規格 (以後、EN規格)⁽¹²⁾ において、変位制御荷重相当の K_e 係数が導入されている。一方、JSME規格では、機械荷重と熱荷重の区別なく同じ K_e 係数が適用される。ただし、JSMEの K_e 係数の策定に際しては、熱荷重を想定した計算も実施されているので、間接的には変位制御荷重を想定していることになる。しかし、次章で説明するように、熱荷重のみが作用する場合の K_e 係数を比較すると、JSME規格の K_e 係数はN-904やRCC-Mのそれより大きくなっている。

上記のように、国外の主要な設計規格では、熱荷重に対して変位制御荷重相当の K_e 係数を適用している。規格間の整合性を考えた場合には、JSME規格も変位制御荷重相当の K_e 係数を導入すべきとの考え方もある。本稿では、JSME規格に変位制御荷重相当の K_e 係数を導入する議論を進めるための基本的な考察をまとめた。まず、2章において変位制御荷重相当の K_e 係数の考え方を要約するとともに、各規格の K_e 係数を比較した。そして、3章では直管モデルを対象に、JSME規格の K_e 係数策定時の解析を再現するとともに、変位制御荷重相当の K_e 係数との比較を行った。4章では、直管モデルにおける K_e 係数が変位制御荷重相当の K_e 係数と異なる要因について、単純な2次元平板モデルに対する解析により考察した。さらに、 K_e 係数に及ぼす温度変動パターンの影響を5章で考察した。それらの結果をもとに、6章において、変位制御荷重相当の K_e 係数の導入の是非を含めた K_e 係数策定のあり方についてまとめた。

2. 熱荷重に対する K_e 係数

2.1 熱荷重による相当ひずみの変化

上記で述べている「ひずみ」は設計評価では「相当ひずみ」のことであり、 K_e も相当ひずみに対する弾性と弾塑性解析の比として与えられる^(6,13,14)。変位制御である熱荷重による相当ひずみの変化は以下のように算出される⁽¹⁵⁾。

線膨張係数 α の材料に ΔT の温度変化が生じた場合に発生する表面方向の熱ひずみの変動幅 $\Delta \varepsilon_s$ は次式で表される。

$$\Delta \varepsilon_s = \Delta \varepsilon_1 = \Delta \varepsilon_2 = \alpha \Delta T \quad (1)$$

添え字の 1 と 2 は表面の 2 方向を示しており、等 2 軸のひずみが発生することを想定し、表面方向 (S 方向) で代表している。弾性変形を考えた場合、等 2 軸ひずみにおける、表面方向の応力範囲 $\Delta \sigma_s$ は、ヤング率 E と弾性のポアソン比 ν_e を用いて次式で算出できる。

$$\Delta \sigma_s = \frac{E \alpha \Delta T}{1 - \nu_e} \quad (2)$$

また、深さ方向のひずみ範囲 $\Delta \varepsilon_D$ は、

$$\Delta \varepsilon_D = \frac{-2\nu_e \Delta \sigma_s}{E} = \frac{-2\nu_e}{1 - \nu_e} \alpha \Delta T \quad (3)$$

となる。これらのひずみを用いてミーゼスの相当ひずみ範囲 $\Delta \varepsilon_{eq}$ は次式で与えられる。

$$\begin{aligned} \Delta \varepsilon_{eq(e)} &= \frac{\sqrt{(\Delta \varepsilon_1 - \Delta \varepsilon_2)^2 + (\Delta \varepsilon_2 - \Delta \varepsilon_D)^2 + (\Delta \varepsilon_D - \Delta \varepsilon_1)^2}}{\sqrt{2}(1 + \nu_e)} \\ &= \frac{\Delta \varepsilon_s}{1 - \nu_e} \end{aligned} \quad (4)$$

$\Delta \varepsilon_{eq}$ の添え字“(e)”は「弾性計算による」を意味する。完全な変位制御下では、塑性変形が発生しても、表面方向のひずみ範囲 $\Delta \varepsilon_s$ は変化しない。しかし、 $\Delta \varepsilon_D$ はポアソン比の変化に伴って増加する。弾塑性状態における等価ポアソン比を ν^* とすると、弾塑性計算による相当ひずみ範囲 $\Delta \varepsilon_{eq(ep)}$ は次式で表すことができる。

$$\Delta \varepsilon_{eq(ep)} = \frac{\Delta \varepsilon_s}{1 - \nu^*} \quad (5)$$

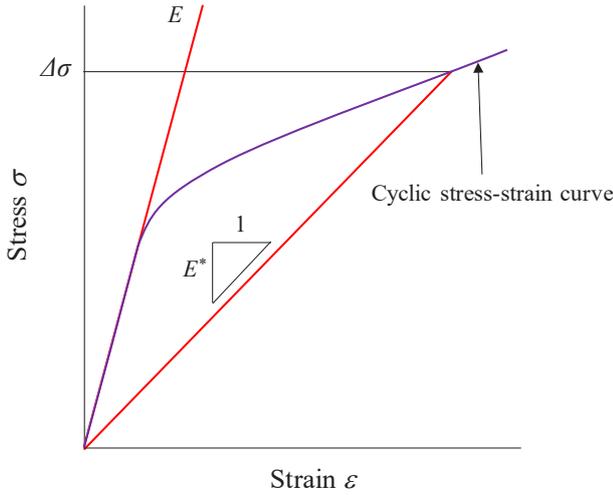


Fig. 1 A schematic drawing for defining equivalent secant modulus E^* for elastic-plastic condition.

添え字“(ep)”は「弾塑性計算による」を意味する。そして、変位制御荷重相当の K_e 係数（以下、 K_v と表記する）は次式で算出される。

$$K_v = \frac{\Delta \epsilon_{eq(ep)}}{\Delta \epsilon_{eq(e)}} = \frac{1 - \nu_e}{1 - \nu^*} \quad (6)$$

ちなみに、トレスカの相当応力を用いても式(6)が導かれる。等価ポアソン比 ν^* は、弾性ポアソン比の一般的な数値0.3と塑性のポアソン比である0.5の間の値となり、 K_v は最大でも1.4を超えることはない。 ν^* の算出方法として、Moulin and Roche⁽¹⁶⁾は以下の手順を示している。塑性変形では体積が変化せず、弾性変形においてのみ体積変化 $\Delta V/V$ が発生する。弾塑性状態では、図1に示す等価ヤング率 E^* を用いることで、次式により体積変化を求めることができる。

$$\begin{aligned} \frac{\Delta V}{V} &= \Delta \epsilon_1 + \Delta \epsilon_2 + \Delta \epsilon_3 \\ &= \frac{1 - \nu_e}{E} (\Delta \sigma_1 + \Delta \sigma_2 + \Delta \sigma_3) \\ &= \frac{1 - \nu^*}{E^*} (\Delta \sigma_1 + \Delta \sigma_2 + \Delta \sigma_3) \end{aligned} \quad (7)$$

この式を整理することで、塑性のポアソン比 ν_p を用いた次式が導かれる⁽¹⁶⁾。

$$\nu^* = \nu_p - \frac{E^*}{E} (\nu_p - \nu_e) = 0.5 - 0.2 \frac{E^*}{E} \quad (8)$$

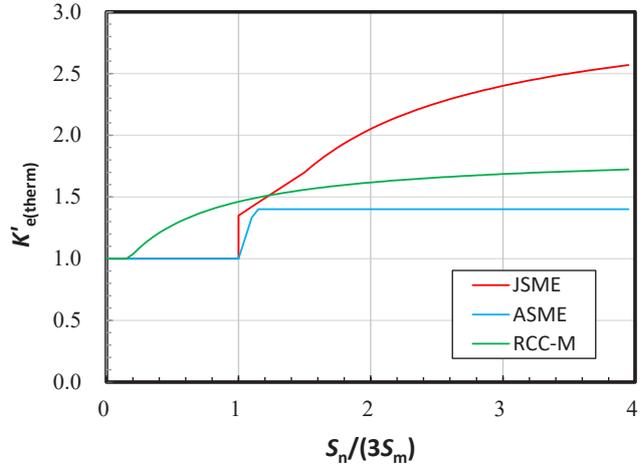


Fig. 2 Comparison of K_e factors for a thermal loading prescribed in JSME, ASME and French (RCC-M) design codes for nuclear power plant components. JSME code assumes $S_p/S_n = 2$.

Sec. VIII と EN 規格では、 E^*/E を降伏強度 S_y と応力振幅 S_a の比 (S_y/S_a) で置き換えた式(8)で ν^* を予測している。弾完全塑性モデルでは $E^*/E = S_y/S_a$ が成立する⁽¹⁵⁾。

K_e 係数について検討した複数の文献^(9,15,17,18)では、式(4)における係数項 $1/(\sqrt{2}(1+\nu_e))$ を、ポアソン比0.5相当の $\sqrt{2}/3$ とした式をミーゼスの相当ひずみと定義している。その場合、 $(1+\nu_e)$ 項がキャンセルされないため、 K_v は

$$K_v = \left(\frac{1 - \nu_e}{1 + \nu_e} \right) \left(\frac{1 + \nu^*}{1 - \nu^*} \right) \quad (9)$$

となる。式(6)における K_v の最大は1.4であったが、式(9)では1.615となる。これらの文献では、式(6)をトレスカ基準、式(9)をミーゼス基準による K_v と呼称している。そして、RCC-Mの K_e は式(9)をもとに策定されている⁽¹⁵⁾。しかし、単軸荷重において相当ひずみが軸方向ひずみと一致する場合、ミーゼス相当ひずみは式(4)で表される。また、以下で実施する(ミーゼス基準の)計算でも、式(4)により相当ひずみの変化を矛盾なく再現することができた。本稿では、式(4)によるひずみ範囲をミーゼスの相当ひずみ範囲として定義した。

2.2 各規格の K_e 係数の比較

JSME 規格, N-904, および RCC-M に規定されている K_e 係数を比較する。いずれの規格も、平均応力に相

Table 1 Constants used for thermal stress analyses.

| | |
|--------------------------------------|---|
| Density × Specific heat: | 3.85×10^6 [J/m ³ K] |
| Heat conduction coefficient: | 15.86 [W/mK] |
| Heat transfer coefficient | 25 [kW/m ² K] |
| Young's modulus: E | 174 [GPa] |
| Poisson's ratio: ν | 0.3 |
| Heat expansion coefficient: α | 1.64×10^{-5} [1/K] |

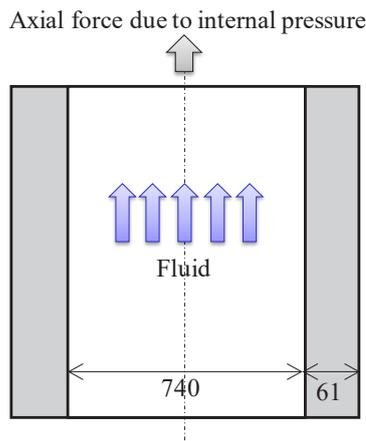


Fig. 3 Geometry of pipe subjected to fluid temperature fluctuation (unit :mm).

当する膜成分と曲げ成分の和の変動範囲である S_n の関数として K_e 係数が規定されている。塑性変形は降伏強度 ($1.5S_m$ に相当) を超えると発生することから, S_n が $3S_m$ を超えると K_e' が $K_e' > 1$ となる。熱荷重に対応する K_e' ($K_{e(therm)}$ ' と表記) を規定している N-904 と RCC-M では, K_e' は次式で与えられている。

$$K_e' = K_{e(therm)}' \frac{S_{n(therm)}}{S_n} + K_{e(mech)}' \frac{S_n - S_{n(therm)}}{S_n} \quad (10)$$

ここで, $K_{e(mech)}$ ' は機械荷重 (熱荷重以外の荷重) に対する K_e 係数で, $K_{e(therm)}$ ' よりも大きな値が規定されている。 S_n に対する熱荷重寄与分 $S_{n(therm)}$ に対してのみ $K_{e(therm)}$ ' を適用する。 N-904 では, 熱荷重による曲げ成分のみを $S_{n(therm)}$ に考慮しており, 熱による膜荷重に対しては $K_{e(mech)}$ ' を適用する規定となっている。これは, 保守側の考慮によるとの説明がある⁹⁾。 RCC-M でも同様に, 板厚方向の温度勾配により発生する荷重のみを熱荷重として分類し, 熱膨張による荷重は含めないとの記述があり, 実質的には N-904 と同じ取り扱いになる。ま

た, RCC-M では式 (10) において, S_n ではなく, ピーク応力強さ S_p を用いている。

各規格のステンレス鋼に対する $K_{e(therm)}$ ' を図 2 に比較した。 JSME 規格では機械荷重と熱荷重の区別はない。 N-904 では, S_n に依らず (ν^* に依らず), K_e の最大値である $K_{e(therm)}' = 1.4$ を適用している。ただし, $S_n/(3S_m) = 1$ に到達した時点で K_e' が不連続に 1 から 1.4 に増加することを避けるため, S_n に対して連続的に増加する $K_{e(mech)}$ ' と 1.4 の小さい方の値を用いるように規定している⁹⁾。

RCC-M でステンレス鋼に対する $K_{e(therm)}$ ' として次式が規定されている。

$$K_{e(therm)}' = \text{Max} \left[1.0, 1.86 \left(1 - \frac{1}{1.66 + \frac{S_n}{S_m}} \right) \right] \quad (11)$$

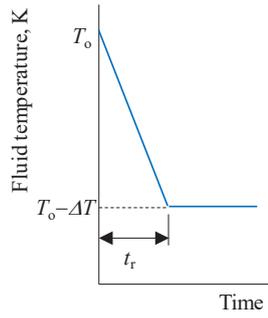
図 2 に示すように式 (11) は, $S_n/(3S_m)$ が 1 より小さい段階で $K_{e(therm)}' > 1$ となっている。これは, 材料表面で発生する塑性ひずみが, S_n ではなくピーク成分を含めた全ひずみ範囲に依存することを考慮している。 N-904 よりも RCC-M の $K_{e(therm)}$ ' が大きくなっているのは, 先に述べたように, RCC-M は式 (9) をベースに策定されていることによる。

JSME 規格と比較すると, $S_n/(3S_m)$ が 1 に近いところでは顕著な差はないが, S_n が大きくなると, 明らかに JSME 規格の K_e' が大きい。 JSME 規格の K_e' を策定する際には実施した解析では熱荷重のみでなく一次荷重も考慮している⁶⁾。

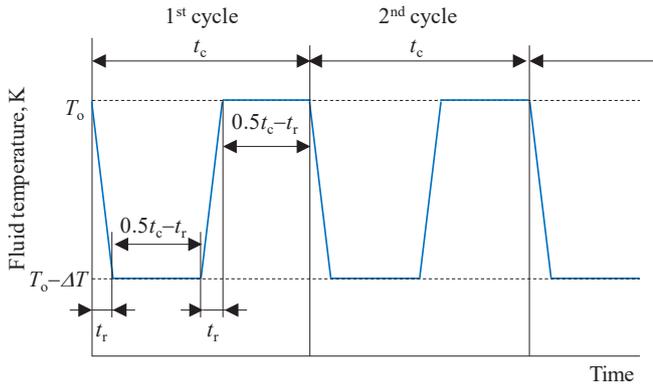
3. JSMEの K_e 係数の再現

3.1 解析モデルおよび K_e の算出方法

JSME 規格の K_e 係数は, 原子力発電プラントの代表的な部位を模擬したモデルを用いた系統的な解析を行い, これらの結果を保守側に包絡するように策定されている⁶⁾。流体温度変動に起因する熱荷重を想定しているが, 内圧などの一次荷重も付与している。本稿では, これらの解析の中で最も単純な, 直管におけるステップ状の流体温度変動を対象に再現解析を行った。図 3 に解析対象の直管モデルを示す。内面の流体温度を, 図 4 のように時間 t_e をかけて線形に変化させた。流体温度のパターンとして, 1 回の過渡のみを模擬する単独負荷パターンと, 周期 t_e で繰り返しの変動を負荷する繰返し負荷パターンの 2 通りのパターンを適用



(a) One-shot loading pattern



(b) Cyclic loading pattern

Fig. 4 Assumed fluid temperature fluctuation patterns.

した. 解析に用いた有限要素モデルを図5に示す. 4節点の軸対象モデル (AbaqusにおけるCAX4要素) を用いて2次元の有限要素メッシュを作成した. 内表面に接する要素の積分点での応力とひずみの出力を表面での値として用いた. 熱疲労では表面近傍での応力とひずみの勾配が大きくなることから, なるべく表面に近い値を用いることが望ましい. そこで, 表面の要素の寸法を変化させて, 要素分割の影響も調べた. 板厚方向の要素寸法は1mmを基本とした. 表面要素の寸法が1mm以上となる場合は, 表面要素寸法と同じか近い値にした. いずれの場合も軸方向の要素寸法は2mmとした.

解析にはAbaqus 2020を用いた. 最初に伝熱解析を行い各節点での温度の時間変化を算出した. そして, 得られた温度情報を用いて弾性解析または弾塑性解析により応力とひずみを算出した. 伝熱解析および応力・ひずみ解析にはステンレス鋼を想定した表1の定数を用いた. 立ち上がり時間 t_r は5sとした. ちなみに, t_r を1sから5sまで変化させたが以下算出される K_e には変化が見られなかった. 弾塑性解析を実施する際の

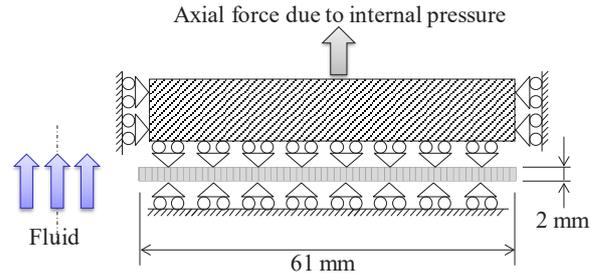


Fig. 5 Finite element mesh division and boundary conditions.

応力・ひずみ曲線としては, 先の解析⁽⁶⁾にならない降伏強度 $1.5S_m$ ($S_m = 114 \text{ MPa}$)の弾完全塑性モデルを仮定した. 繰り返しに伴う硬化則は移動硬化則を適用した. 内圧を想定する場合は, 内圧による軸方向荷重も模擬し, 内圧の負荷を完了したのち, 温度変動を模擬した. 解析結果を用いて, K_e を次式で算出した.

$$K_e = \frac{\Delta \varepsilon_{\text{eq(ep)}}}{\Delta \varepsilon_{\text{eq(e)}}} \quad (12)$$

相当ひずみの変動範囲 $\Delta \varepsilon_{\text{eq}}$ は次式にしたがって算出した.

$$\Delta \varepsilon_{\text{eq}} = \frac{\Delta \sigma_{\text{eq}}}{E} + \Delta \varepsilon_p \quad (13)$$

ミーゼスの相当応力範囲 $\Delta \sigma_{\text{eq}}$ は次式で算出した.

$$\Delta \sigma_{\text{eq}} = \frac{\sqrt{(\Delta \sigma_1 - \Delta \sigma_2)^2 + (\Delta \sigma_2 - \Delta \sigma_D)^2 + (\Delta \sigma_D - \Delta \sigma_1)^2}}{\sqrt{2}} \quad (14)$$

$$\begin{aligned} \Delta \sigma_1 &= \Delta \sigma_1^{(i)} - \Delta \sigma_1^{(j)} \\ \Delta \sigma_2 &= \Delta \sigma_2^{(i)} - \Delta \sigma_2^{(j)} \\ \Delta \sigma_D &= \Delta \sigma_D^{(i)} - \Delta \sigma_D^{(j)} \end{aligned} \quad (15)$$

添え字の i と j は解析中の時間断面を示す. まず時間全体にわたって相当応力が最大となる時間 j を同定した. そして, j を固定しながら $\Delta \varepsilon_{\text{eq}}$ が最大ピークとなる時間 i を見出した. 相当塑性ひずみ $\Delta \varepsilon_p$ もミーゼス相当応力範囲算出時と同じ時間 i と j を用いて, 式(4)に従い算出した. 弾性解析では $\Delta \varepsilon_p$ は零となる. 流体温度変動後 ($t = t_r$ 到達後) にピークを示した後に定常状態になる単独負荷パターンでは, ピーク時を j , 初期状態を i とすることで $\Delta \varepsilon_p$ と $\Delta \sigma_{\text{eq}}$ を算出した.

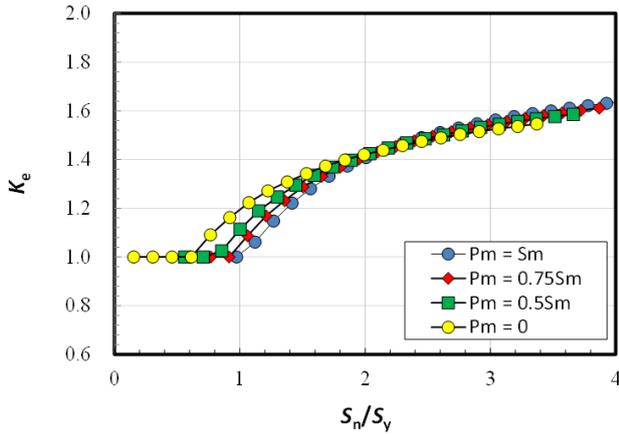


Fig. 6 Change in K_e with S_n/S_y ($L_s = 4$ mm). The obtained results agreed well with that obtained in previous study⁽⁶⁾.

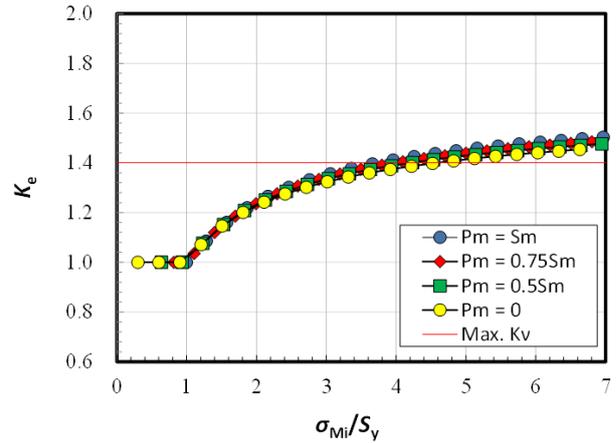


Fig. 8 Change in K_e with σ_{Mi}/S_y obtained for fine mesh size $L_s = 0.1$ mm. The effect of inner pressure was normalized well by quoting not S_n but σ_{Mi} .

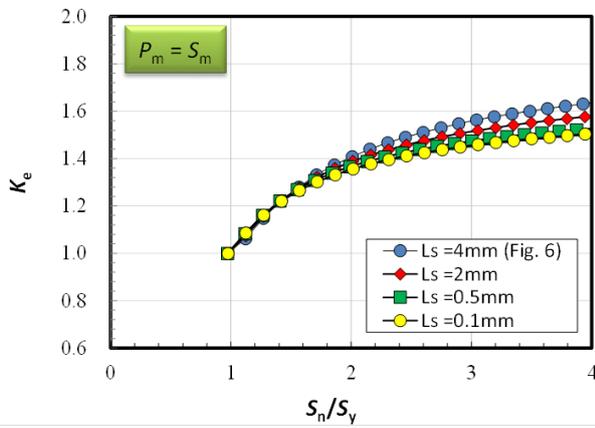


Fig. 7 Change in K_e with S_n/S_y for various mesh sizes L_s for fixed internal pressure of $P_m = S_m$. Finer mesh size L_s resulted in smaller K_e . $L_s = 0.1$ mm was adopted in following analyses.

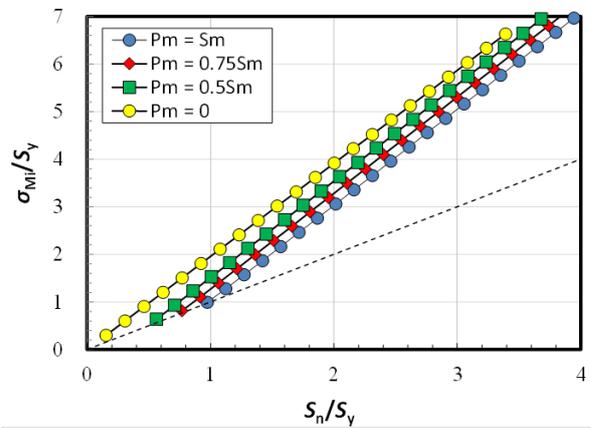


Fig. 9 Comparison of S_n and σ_{Mi} for various internal pressures. σ_{Mi} was larger than S_n .

3.2 解析結果

(1) K_e と S_n の関係

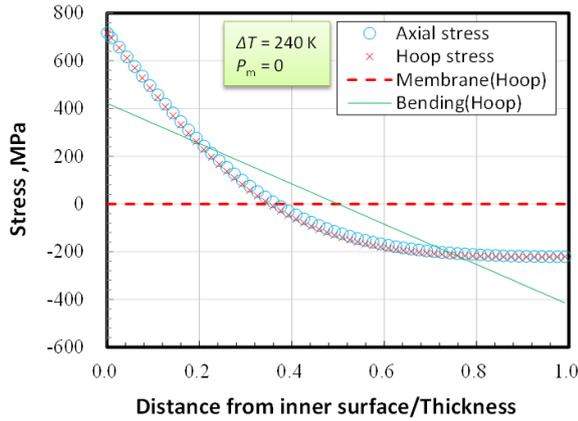
流体温度変化として単独負荷パターンを適用した場合の解析から導かれる K_e を図 6 に示す。流体温度変動を $\Delta T = 15 \sim 330$ K の範囲で変化させながら、 K_e を算出した。単独負荷の場合、算出される S_n は範囲ではなく振幅に相当するため、横軸の正規化には $3S_m$ ($2S_y$ 相当) ではなく、 $1.5S_m$ (S_y) を用いている。 K_e は $S_n = S_y$ 近傍で増加し始め、以後 S_n に対して単調に増加した。 S_m に相当する内圧 P_m を付与した場合の K_e の立ち上がりはおおよそ $S_n = S_y$ であったが、内圧が小さくなると、 S_y より小さい S_n で K_e が増加し始めた。これら内圧の影響を含めた K_e と S_n の関係は朝田ら⁽⁶⁾の結果を概ね再現できている。

図 7 に表面の要素の寸法 L_s を変化させた場合の K_e を示す。 L_s が小さくなるほど K_e は小さくなった。 $S_n/S_y = 3.9$ の値で比較すると $L_s = 4$ mm 時は $K_e = 1.64$ であったのに対し、 $L_s = 0.1$ mm とすることで $K_e = 1.50$ まで低下している。応力/ひずみ勾配の顕著な熱過渡解析では表面の要素寸法は注意深く設定する必要がある。本稿の以後の解析では $L_s = 0.1$ mm を適用した。

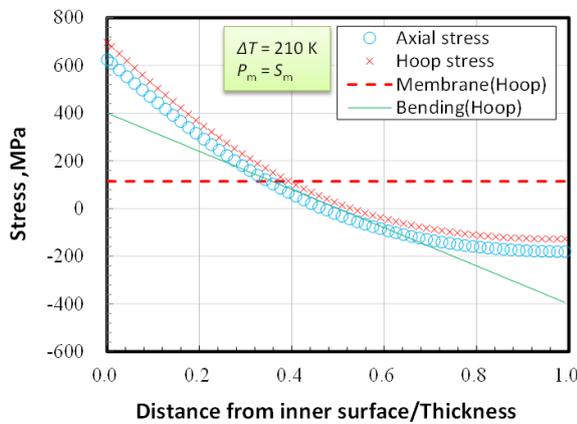
変位制御荷重の想定に従えば、熱荷重に起因する K_e は K_v の最大値である 1.4 を超えないが、本解析では K_e が 1.4 を上回る場合もあった。

(2) S_n とピーク応力

$L_s = 0.1$ mm を適用した場合に得られる K_e を図 8 に示す。 S_n に代り弾性解析によって得られる内表面のミーゼス相



(a) $\Delta T = 240 \text{ K}, P_m = 0$



(b) $\Delta T = 210 \text{ K}, P_m = S_m$

Fig. 10 Snapshots of stress profile in the depth direction when S_n showed the peak. The membrane and bending components are superposed.

当応力 σ_{Mi} を横軸に用いている。 σ_{Mi} を用いることで K_e に対する内圧の依存性が小さくなった。そして、内圧によらず、 $\sigma_{Mi} = S_y$ から K_e が増加し始めた。図 9 に示すように、 σ_{Mi} は S_n よりも大きく、内圧が零の場合、 σ_{Mi} は S_n のほぼ 2 倍となった。図 10(a) に $\Delta T = 240 \text{ K}, P_m = 0$ の条件において S_n が最大時となった時点での板厚方向の応力分布を示す。軸方向と周方向の応力はほぼ同じで、等 2 軸応力状態であることが確認できる。ちなみに、半径方向の応力は最大で 18 MPa であった。周方向応力分布から同定された膜成分は零であり、軸方向の膜成分も 10.8 MPa であった。曲げ成分はおおよそ 400 MPa であり、表面における膜成分と曲げ成分の和である S_n (トレスカ基準) は 422 MPa となった。一方、ピーク成分を含む表面の応力はそれよりも大きく、 σ_{Mi} は S_n のおおよそ 1.7 倍であった。図 10(b) は $P_m = S_m$ の内圧を付与した場合の結果を示す。表面での σ_{Mi} が図 10(a) とほぼ同じになるように ΔT を 210 K に設定した。内圧を付与することで、膜成分応力が 114 MPa となり、 S_n

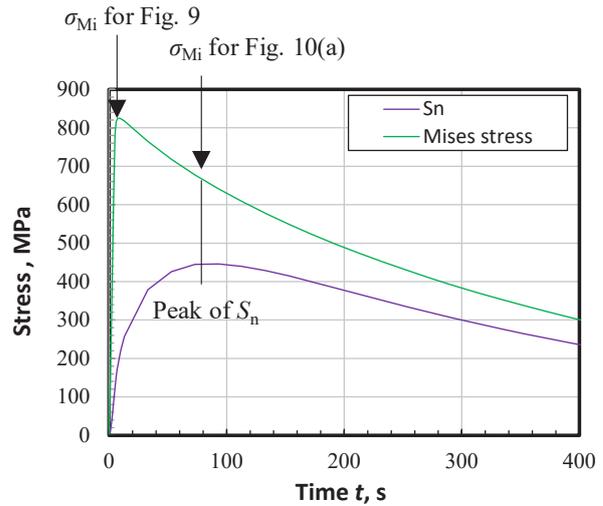
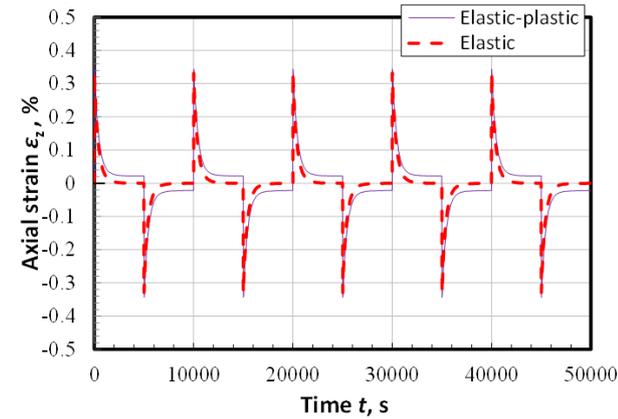


Fig. 11 Time series change of von Mises equivalent stress and S_n at the surface ($\Delta T = 240 \text{ K}, P_m = 0$).

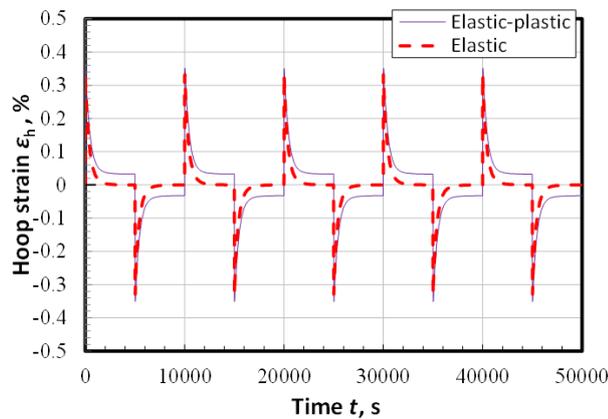
も 519 MPa に増加した。塑性ひずみは $\sigma_{Mi} = S_y$ となった時点で発生する。そして、内圧を付与することで S_n と σ_{Mi} の差が小さくなった。そのため、 K_e が立ち上がる S_n は内圧を付与した方が、付与しない場合よりも大きくなった。

図 9 では、 $P_m = 0$ の熱応力のみの場合、 σ_{Mi} は S_n のほぼ 2 倍となったが、図 10 では σ_{Mi} は S_n の 1.7 倍であった。この差は図 11 の σ_{Mi} と S_n の時系列変化によって説明できる。流体温度は t_r 経過後にピークに到達する。表面の局所的な応力である σ_{Mi} は t_r 到達直後にピークを示すのに対し、断面の応力分布から曲げ荷重を算出する S_n では、ある程度時間が経過し、熱が板厚内部に浸透した後にピークを示す。図 9 の σ_{Mi} は図 11 における最大値を用いている。一方、図 10 では S_n が最大を示した時間での σ_{Mi} と比較したことから図 9 の σ_{Mi} より小さくなった。

疲労損傷の多くは、構造不連続部などの応力が集中する弱点部位で発生する。応力集中を考慮した表面での応力範囲はピーク応力強さ S_p で表される。そして、図 10 と同様に、応力集中部においても S_p は S_n より大きくなる。弾性解析で算出される応力集中係数は、弾塑性解析で算出されるひずみ集中係数よりも大きくなることから、 $S_p \times K_e / E$ として算出される表面のひずみ範囲は、実際のひずみ範囲を保守的に予測することになる。 K_e 係数自体が保守側に設定されていることを踏まえて、過度な保守性を排除するため、 K_e 係数を S_p ではなく S_n の関数として規定している⁹⁾。そして、図 2 に示すように、JSME 規格と N-904 は、 S_n が S_y (規定では $3S_m$) より小さい場合は $K_e = 1$ としている。しかし、熱荷重では、応力集中のない場合でも、表面近傍での応力/ひずみ勾配が大きくなり、表面でのひず



(a) Axial strain



(b) Hoop strain

Fig. 12 Change in strains obtained by elastic and elastic-plastic analyses obtained for cyclic loading pattern ($\Delta T = 240$ K, $P_m = 0$, $t_c = 10,000$ s).

み範囲は $S_p \times K_e / E$ に相当する。そのため、図 6 に示したように、 S_n が $0.5S_y$ になった時点で K_e が 1 より大きくなった。したがって、熱荷重を対象にする場合は、図 8 に示すように、 K_e 係数を S_n ではなく、ピーク応力（本稿で定義する σ_{Mi} ）に対して規定することが望ましい。ここで、 S_n の定義として、解析中の S_n のピーク値をとる場合と、 σ_{Mi} が最大となった時間の S_n とする場合の 2 通りが考えられることにも留意する必要がある。本稿では前者の定義を用いている。

本稿の以後の解析では、ミーゼス相当応力による構造物表面のピーク応力を用いて議論を進めることとする。ちなみに、 $P_m = 0$ 時に対しては、 $\sigma_{Mi} = 1.96S_n$ で近似できた。

(3) 時系列変化

繰り返し負荷パターンを付与した場合の弾性解析および弾塑性解析によるひずみの時間変化を図 12 に示す。こ

で、繰り返しの周期 t_c は温度変動が十分収束するように、十分長い $t_c = 10,000$ s を適用した。内圧は付与せず、 ΔT は 240 K とした。この条件で得られる σ_{Mi}/S_y と K_e の最大値はそれぞれ 4.82 と 1.41 であった。軸ひずみ、周ひずみとも時間に対する変化は同等で、繰り返しもともなうピーク値の変化は見られなかった。流体温度が T_0 から $T_0 - \Delta T$ に低下を開始すると同時にひずみの増加が始まる。そして $T_0 - \Delta T$ に到達後、弾性ではおおよそ 4 秒で、弾塑性の場合は 8 秒後にひずみは最大値を示した。その後、流体温度が $T_0 - \Delta T$ で保持されている間にひずみは徐々に減少し、定常状態に落ち着いた。弾性解析では最終的にひずみは零に収束したが、弾塑性解析では引張のひずみが残留した。そして、温度が $T_0 - \Delta T$ から T_0 に増加する際には、ひずみが圧縮側に増加し、ピークを示した。 T_0 で保持される間に圧縮ひずみは小さくなったが、弾塑性解析では圧縮のひずみが残留した。弾塑性解析において定常時に引張または圧縮の残留ひずみが生じる要因を、図 13(a)を用いて説明する。

図 13(b)については後程説明する。図の上側が管内面に相当し、流体に接する部分となる。流体温度変動の影響を受けやすい内表面近傍の境界層（図の上部）と、内表面から離れた位置にあり、流体温度変動の影響を受けにくいバルク層（図の下部）に分けて変形状態の変化を模式的に示している。境界層においては、流体温度の変動によって比較的短時間で熱収縮が発生する。そして、等温の状態が保持されると、下側のバルク層まで流体温度が浸透し、管全体が均一な温度分布になる。境界層においては、過渡的な温度変動の際に、引張および圧縮のひずみが生じることになる。弾塑性解析では、最大ひずみ時に発生した塑性ひずみの影響により、定常状態でも塑性ひずみが残留する。

K_v を算出する際の変位制御荷重の前提に従えば、 ΔT の温度変動によって生じる表面方向のひずみ変動は、弾性解析、弾塑性解析によらず $\Delta T \times \alpha$ 相当となる。そして、塑性ひずみ発生によるポアソン比の変化により板厚方向のひずみが増加し、 K_v に相当する相当ひずみ変化が生じることになる。一方、解析においては、図 13 の②のタイミングにおいて発生した最大ひずみは、熱ひずみ ($\Delta T \times \alpha$) よりも弾性の圧縮ひずみ（図中の $\epsilon_{R(e)}$ ）分だけ小さくなる。弾性ひずみは応力/ヤング率に相当する。弾塑性解析の応力は S_y が最大なのに対して、弾性解析では ΔT に依存して制限なく増加する。したがって、図 13 に示すように、バルク層の弾性変形 ϵ_R を引き起こす力は弾性解析の方が大きくなる。表面で観察されるひずみは $\Delta T \times \alpha - \epsilon_R$ に相当するため、弾塑性解析の最大ひずみが、弾性解析のそれより大きくなった。圧縮のひずみが生じる時間④においては、逆に、弾性の引張ひずみにより、弾性解析のひずみ振幅が

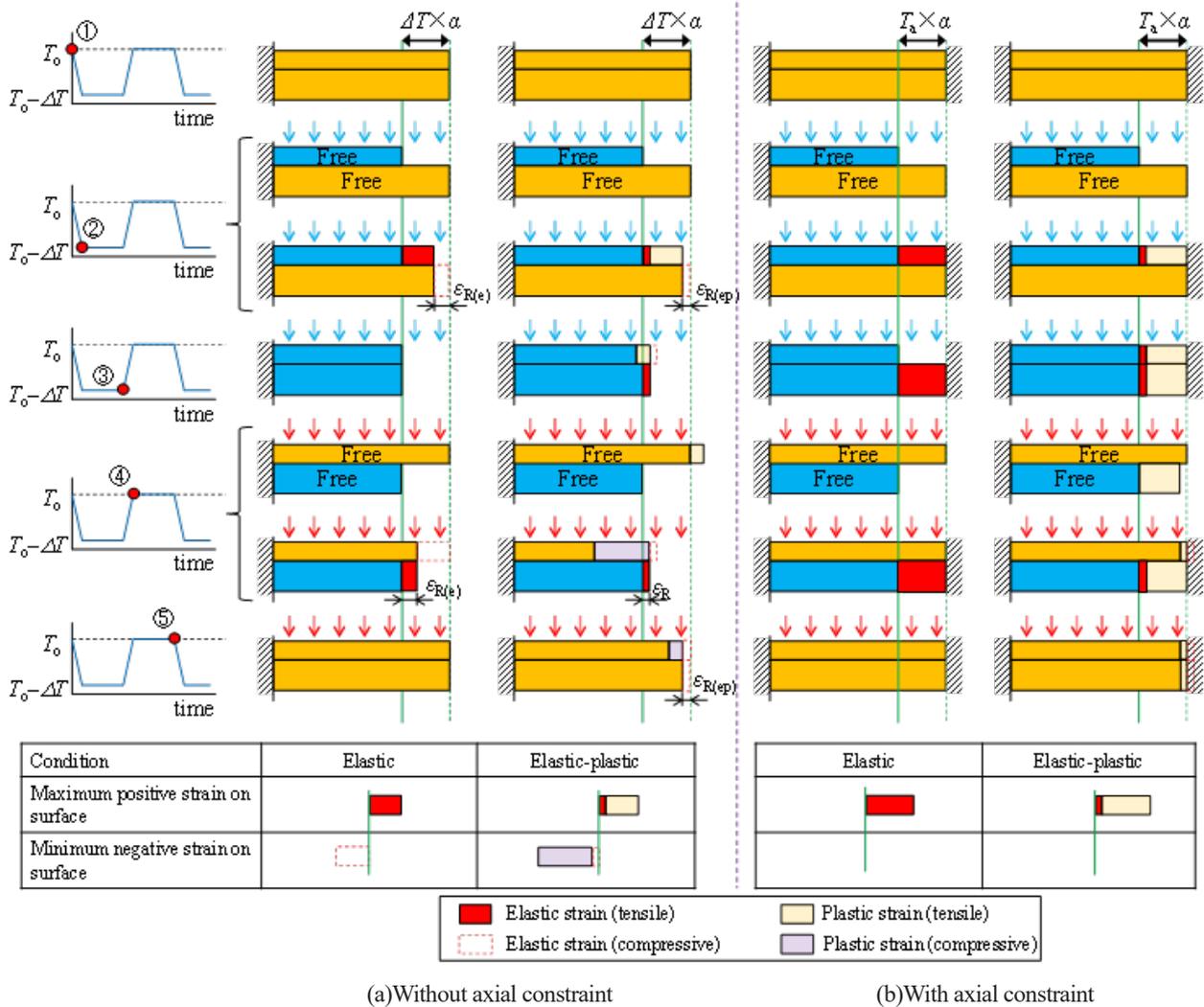


Fig. 13 A schematic drawing representing elastic and elastic-plastic behavior that occurred by thermal deformation. The elastic-plastic condition exhibited larger strain range when axial constraint is not considered, while it is completely the same with that obtained by elastic condition when the axial constraint is considered.

小さくなる。以上のように、軸方向および周方向のひずみ範囲は弾塑性解析の方が大きくなり、 K_a は K_v の最大値である1.4よりも大きくなり得た。

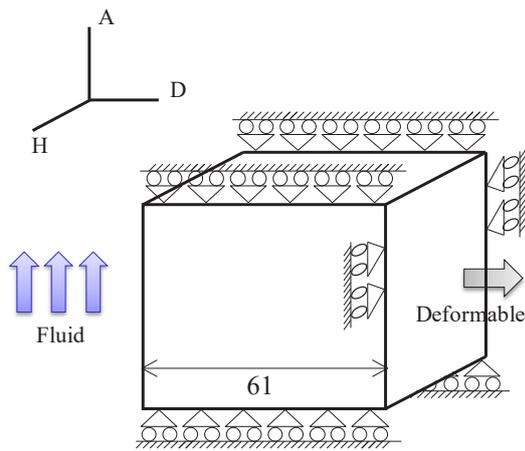
4. 平板に対する2次元解析（変形拘束の K_a に及ぼす影響）

4.1 解析モデル

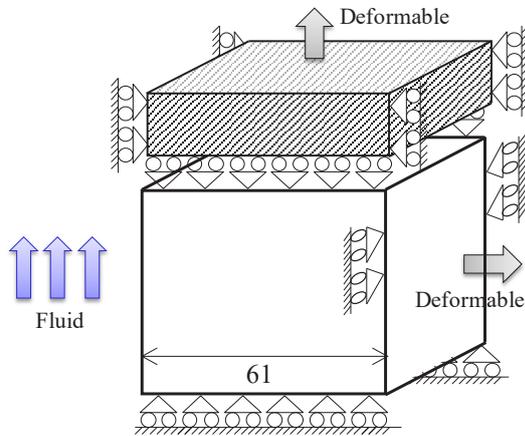
熱荷重に対する K_a の基本的な傾向を理解するため、より単純な2次元平板を用いた解析を実施した。平板の板厚は先の管と同じく61 mmとし、有限要素メッシュも図5と同じものを用いた。ただし、要素は軸対象モデルではなく、平面ひずみ要素（AbaqusにおけるCPE4要素）を使用

し、図14の境界条件を適用した。本解析では、平面ひずみ要素を用いているので、図のH方向（管の周方向に相当）の変形は拘束されることになる。一方、D方向（管の深さ方向に相当）には、直管と同様に拘束は作用しない。そして、A方向（管の軸方向に相当）は、自由に变形できる場合（図5の条件と同じ）（図14(b)）と、変形を拘束した場合（図14(a)）の2種類の条件を適用した。

解析では、HA面が流体と接する面となり、先の管の解析と同じく、流体温度変動に伴う温度と応力/ひずみの変化を解析した。流体温度は $t_c=10,000$ s、 $t_r=5$ sの繰り返しの変動パターンに従い、 $\Delta T=240$ Kの温度変動が生じると仮定した。伝熱特性と強度特性は、管の解析と同じ表1の値を用いた。



(a) With axial constraint



(b) Without axial constraint

Fig. 14 Geometry of plate subjected to fluid

4.2 解析結果

(1) 時系列変化

A 方向の変形を拘束した状態で、繰り返しの流体変動パターンを付与した場合のひずみの時間変化を図 15 に示す。A 方向と H 方向のひずみは一致した。さらに、弾性解析と弾塑性解析もひずみにも差が見られなかった。ただし、弾塑性解析においては、 $T_0 - \Delta T$ で保持している間は 0.32%、 T_0 で保持している間は 0.07% の塑性ひずみが発生していた。解析中の変形状態を図 13(b) に模式的に示した。A 方向 (図 13 の水平方向) の変位は固定しているために、熱によって変形した $\Delta T \times \alpha$ に対応するひずみが発生することになる。ひずみの大きさは弾性解析、弾塑性解析とも $\Delta T \times \alpha$ に等しくなる。弾性解析では、温度を T_0 に保持する

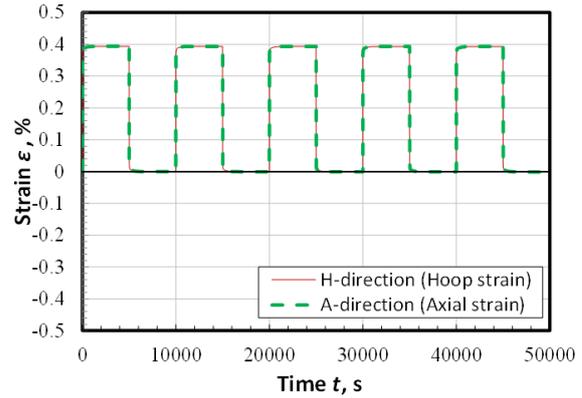


Fig. 15 Change in strains obtained by elastic-plastic analysis for plate with axial constraint ($\Delta T = 240$ K, $t_c = 10,000$ s). The result obtained by elastic analysis was the same as that obtained by elastic-plastic analysis.

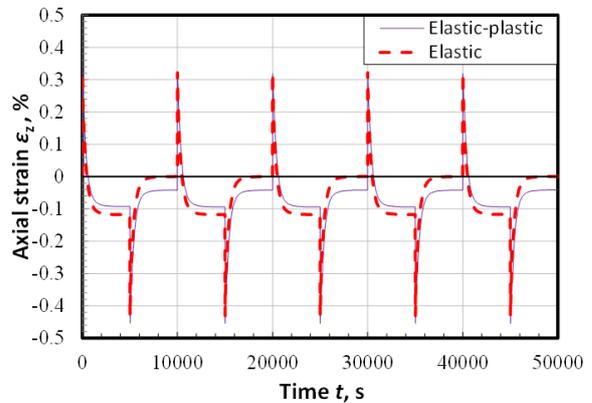


Fig. 16 Change in strains obtained by elastic and elastic-plastic analyses for plate without axial constraint ($\Delta T = 240$ K, $t_c = 10,000$ s). The results for the hoop direction were the same as those obtained with axial constraint.

ことによって、ひずみも応力も零となったが、弾塑性解析では、塑性ひずみが発生し、その影響により圧縮の残留応力が生じていた。発生するひずみが弾性と弾塑性で全く一致するという事は、 K_e が K_0 と等しいことを意味する。したがって、表面方向 (A 方向と H 方向) の変形を拘束することで、N-904 や RCC-M で仮定している変位制御荷重に相当する変形が模擬できる。つまり、表面方向のひずみは弾性と弾塑性解析で全く一致し、 K_e は等価ポアソン比の変化に相当する K_0 に等しくなる。

A 方向の変形を拘束しない場合の解析結果を図 16 に示す。変形を拘束している H 方向のひずみは、完全拘束した図 15 と全く一致した (図は省略する)。変形拘束がない場合、A 方向 (軸方向) のひずみは、管の解析と同様に、定常な流体温度が継続すると、ひずみが低下する傾向を示した。

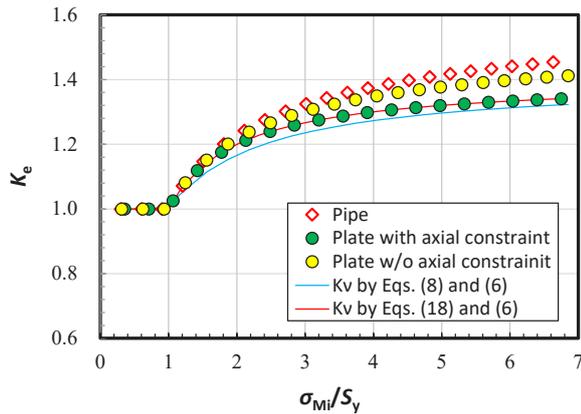


Fig. 17 Change in K_e with σ_M/σ_y obtained by the results for one-shot loading pattern.

(2) 変形拘束の K_e に及ぼす影響

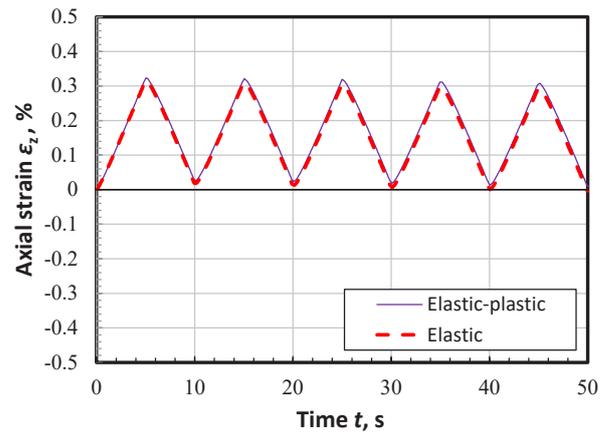
単独負荷パターンを適用して ΔT を変化させながら K_e を算出した結果を図 17 に示す. 図には, 先の管の解析結果 (図 8 の $P_m=0$ の結果) も示している. 管は周方向, 軸方向とも拘束がなく, 軸方向拘束なしの平板では周方向 (H 方向) にのみ拘束があると考えることができる. そして, 拘束が大きくなるほど, K_e は低下し, K_v に近づくことがわかる. 拘束を付与した場合の弾性解析と弾塑性解析のひずみ範囲が全く一致したことから, 本質的には K_e は K_v に一致する. ちなみに, ΔT を極端に大きくした場合でも, K_e が K_v の最大値である 1.4 を超えることはなかった. 式 (6) と式 (8) で予測される K_e は, 拘束を付与した場合の K_e と概ね一致しているが, とくに応力が小さい場合には, 非保守側の予測となる場合があった.

以上のことから, 管の解析では, 周方向, 軸方向とも, 変形拘束のない状態を模擬していると考えることができる. そして, 変形拘束のない状態では, たとえ熱荷重に起因する変形であっても K_e が K_v より大きくなる可能性がある. 逆に, 管において軸方向に変形拘束を付与すると K_e は相対的に小さくなる. 軸方向の拘束は膜成分の荷重を引き起こすが, N-904 や RCC-M では, 膜成分の熱荷重は機械荷重に分類し, 変位制御荷重相当の K_e 係数を適用しない規定となっている.

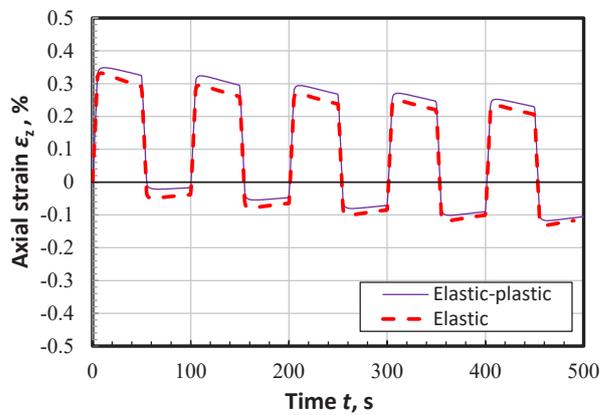
5. 短周期の繰返し温度変動を想定した解析

5.1 解析方法

管内面の流体温度変動にともない発生する熱荷重に対しては, K_v による補正が非保守側の評価となることが示さ



(a) $t_c = 10$ s, $t_r = 5$ s



(b) $t_c = 100$ s, $t_r = 5$ s

Fig. 18 Change in strains obtained by elastic and elastic-plastic analyses obtained for cyclic loading pattern ($\Delta T = 240$ K, $P_m = 0$). Relatively short period t_c caused similar transient to that obtained with axial constraint.

れた. 一方, 過去の検討では K_v を適用することの妥当性の検証はいくつかのサンプル計算で示されている^(9,17,18,19). また配管合流部での温度ゆらぎに起因する熱疲労荷重においても, 弾性と弾塑性解析によるひずみ範囲に差がないことが確認されている⁽²⁰⁾.

本稿におけるこれまでの解析では, 単独負荷パターン, または t_c が十分長い繰返し負荷パターンを適用した. 一方, 過去のサンプル計算では比較的短い周期の繰返しの熱荷重が想定されている. また, 配管合流部での温度ゆらぎによる熱荷重では, t_c は 1 秒以下の周期で変動する⁽²¹⁾. そこで, t_c を相対的に短くした繰返し負荷パターンに対する解析を実施した. 図 5 の管モデルを用いて, 図 4(b) に示す繰返しの温度変動を付与する. そして, 3 章と同様の材料物性, 強度特性を用いて解析を実施した. 内圧は付与しなかった.

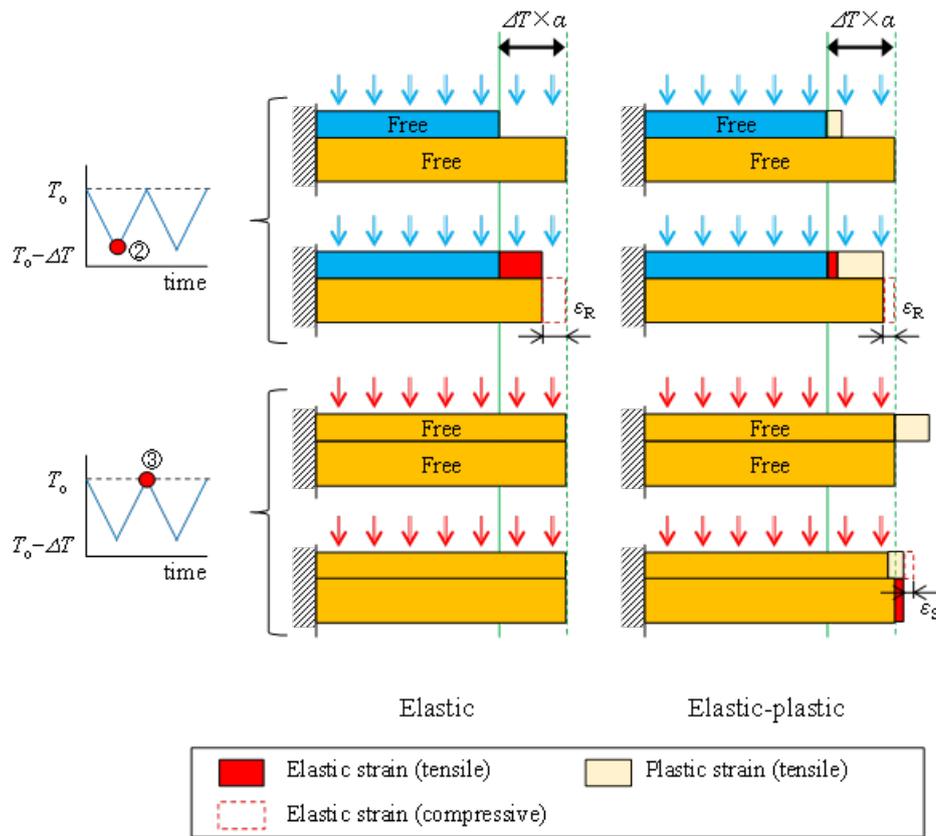


Fig. 19 A schematic drawing representing elastic follow-up behavior that occurred by deformation (without axial constraint, $t_c = 10$ s). Relatively fast triangle cyclic temperature fluctuations caused relatively small elastic-plastic strain ranges.

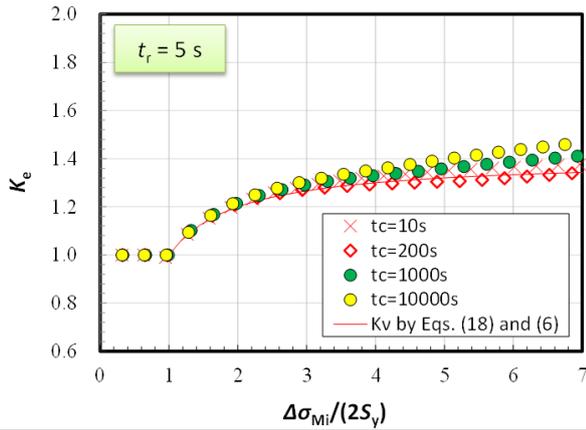
5.2 解析結果

(1) ひずみの時系列変化

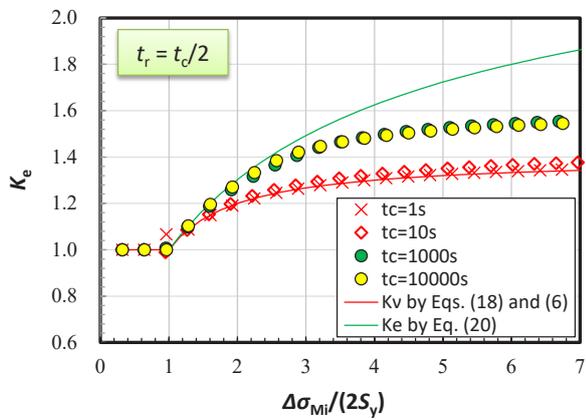
周期 t_c を 10 s または 100 s とした場合の軸方向ひずみの時系列変化を図 18 に示す。周方向のひずみの変化は軸方向とほぼ同じであったので図は省略する。周期の長い図 12 の結果と比較すると、サイクル中のひずみの平均は引張側となった。とくに、 $t_c = 10$ s の場合のひずみは、圧縮側のひずみは見られなかった。この特徴は、図 15 に示した軸方向の変位を拘束した場合と同じであった。ただし、繰り返しとともに変動の平均値が低下している。 $t_c = 10$ s の場合もわずかであるが、繰り返しとともに平均値は低下し、おおよそ 150 回の繰り返しで平均値は零となった。一方、 $t_c = 100$ s ではおおよそ 20 回程度の繰り返しで平均値が零に収束した。周期の短い温度変動では、表面近傍のみ T_0 と $T_0 - \Delta T$ の範囲で変化し、その振幅の平均値は $T_0 - 0.5\Delta T$ 近傍となる。しかし、時間が経過すると表面での低い温度が浸透し、表面から離れた位置でも平均温度が $T_0 - 0.5\Delta T$

に近づくようになる。そのため、繰り返しとともに平均値が零に収束した。

ひずみの最大値は、弾塑性解析の方が大きくなった。図では確認が困難であるが、 $t_c = 10$ s の場合も弾塑性解析の方が弾性解析よりも 1% 程度ひずみが大きかった。一方、最小のピーク時は、弾性解析の方が下側になっている。これらのひずみの変化の傾向を図 19 で説明する。管内面に接する境界層においては、温度変動により熱変形を繰り返すが、下側のバルク層の温度変化は小さい。そして、流体温度の低下した②のタイミングにおいては、変形拘束のない平板 (図 13(a)) と同様の变形が生じる。つまり、降伏強度を超える大きな応力が生じる弾性解析では、弾性ひずみによる全体の収縮量 (図中の ϵ_R) が大きくなる。その結果、応力が降伏強度を超えない弾塑性解析に比べて最大ひずみが小さくなる。一方、弾塑性解析では、圧縮側において圧縮の残留ひずみ (図中の ϵ_S) が生じる。これにより、圧縮の弾性ひずみが生じるため、弾塑性解析では圧縮側のひずみ振幅が小さくなる。ひずみ範囲としては、引張側と圧縮側のプラスとマイナス分が相殺され、弾性と弾塑性解析の差は相対的に小さくなった。ただし、 ϵ_R と ϵ_S の大きさ



(a) $t_r = 5\text{ s}$ (trapezoidal wave form)



(b) $t_r = t_c/2$ (triangle wave form)

Fig. 20 Change in K_e with σ_{Mi}/S_y obtained by cyclic loading pattern for various temperature fluctuation conditions.

は必ずしも一致しないので、弾性と弾塑性解析でひずみ範囲が一致するとは限らない。つまり、 K_e が K_v に等しくなるとは限らない。

変動周期が短い場合は、境界層はごく表層に限られる。そのため、 ε_R や ε_S を引き起こす駆動力は相対的に小さくなり、 $t_c = 10\text{ s}$ においては、弾塑性解析によるひずみは弾性解析とほぼ等しくなった。

(2) K_e の変化

図 19 における時間②の最大ピーク時を時間 j 、時間③の最小のピーク時を時間 i として、繰返し負荷に対する $\Delta\varepsilon_{eq}$ を式 (13) により算出した。 K_e は繰返し毎に算出されるが、最初の数回はわずかではあるが K_e が変化した。そして、おおよそ 10 回の繰返しでほぼ一定になった。 $t_c =$

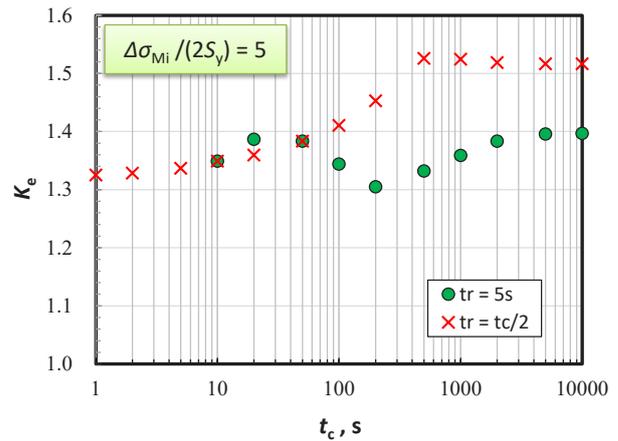


Fig. 21 Change in K_e with temperature fluctuation period t_c . The temperature fluctuation range was determined so that $\Delta\sigma_{Mi}/(2S_y)$ to be 5.

10,000 s で計算した場合は、1 回目からほぼ収束した K_e が得られ、その値は単独負荷パターンから算出した K_e (図 8 の結果) と同じであった。 t_c を十分長くすることで、温度が変動する直前の状態は管の温度が均一な状態になることから、単独負荷と同じ状態が繰り返される。単独負荷パターンを用いて算出される JSME 規格の K_e 係数は、十分長い t_c を適用した場合の K_e を想定していると考えることができる。ちなみに、ひずみの平均値の変化と K_e には明確な相関は見られなかった。

種々の t_c に対して、温度変動幅を変化させながら K_e を計算した結果を図 20 に示す。繰返しに対する K_e の変化が十分飽和した 10 サイクル目の結果 ($t_c = 10,000\text{ s}$ は 2 サイクル目の結果) を示している。温度変動時間 t_r はこれまでの 5s に加え、 $t_c/2$ とした場合、つまり温度を三角波で模擬した場合の結果も示した。 K_e の大きさは、 t_c に依存して変化している。とくに、 $t_r = t_c/2$ とした場合は、 t_c が大きくなると K_e が増加し、 $t_c = 1,000\text{ s}$ になると、 K_e が 1.55 を超える場合もあった。逆に、 t_c が小さくなるほど K_e は低下した。そして $t_c = 1\text{ s}$ では K_v 相当となっていた。

$\sigma_{Mi}/S_y = 5$ における K_e と t_c の関係を図 21 に示す。 $t_r = t_c/2$ の場合、 K_e は t_c に対してほぼ単調増加し、 $t_c = 500\text{ s}$ 以上ではおおよそ 1.52 で飽和した。一方、 $t_r = 5\text{ s}$ の場合の K_e は $t_c = 200\text{ s}$ のときに最小になるなど、 t_c に対して複雑に変化した。図 21 に示した条件 ($\sigma_{Mi}/S_y = 5$) において表面の応力が最大値に到達した時点の弾性解析による応力分布を図 22 に示す。応力変動の平均値が零に収束するのに十分な繰返し数を付与した後の応力分布を示している。図 10 と同様に、応力は表面で最大となり、内部にいくほど小さくなっている。ただし、応力の勾配は解析条件に依存して変化している。図 21 において、大きな K_e となった ($t_c, t_r =$

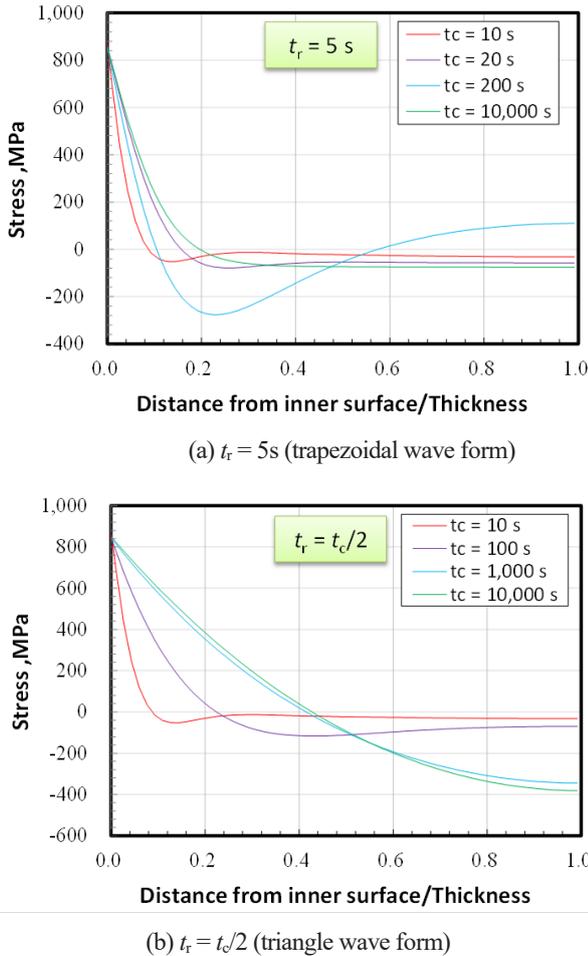


Fig. 22 Stress profile in the depth direction at the time at which the equivalent stress showed the peak at the surface. The temperature fluctuation range ΔT was set so that the stress at the surface was almost equivalent to $\Delta\sigma_{Mi}/(2S_y) = 5$. The number of cycles was set to large enough to get saturated mean stress.

(10,000 s, $t_d/2$)や(1,000 s, $t_d/2$)の条件では、応力勾配は相対的に小さく、表面近傍の平均的な応力が大きくなった。一方、 K_e が相対的に小さかった(t_c, t_r) = (200 s, 5 s)では、表面近傍での勾配が大きく、さらに板厚の0.2倍程度の深さで比較的大きな圧縮の応力が見られた。図19で説明したように、時間②におけるひずみ ϵ_R 、時間③におけるひずみ ϵ_S を引き起こす駆動力は境界層の変形で、境界層が厚くなるほどその大きさは増加する。逆に、表面近傍の応力勾配が大きく、平均的な応力が小さいほど境界層が薄くなる。そのため、応力勾配が大きくなる条件ほど、弾塑性解析によるひずみが弾性解析の結果に近くなり、 K_e が小さくなった。つまり、 K_e は K_v に一致するようになる。図21からは、 t_c がおおよそ10秒程度以下の K_e は K_v にほぼ一致した。

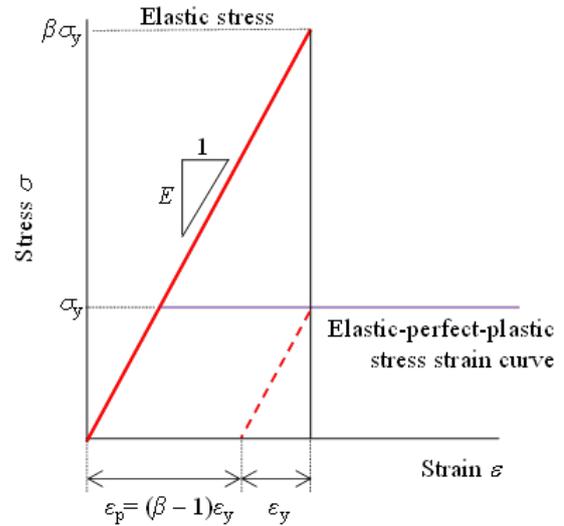


Fig. 23 A schematic drawing explaining how to determine the elastic and plastic strains from an elastic-perfect-plastic stress-strain curve.

6. 考察

6.1 K_v の予測式

t_c が十分小さい繰り返しの熱荷重に対しては、 K_e 係数として最大1.4となる K_v が適用できることがわかった。しかし、図17に示すように、Sec. VIIIやEN規格等で用いられている式(8)による K_v は実際の K_e を非保守側に予測する可能性がある。そこで、弾完全塑性モデルを想定した場合の σ_{Mi}/S_y と K_v の関係を以下のとおり算出した。

図23に示すように、表面において降伏強度 σ_y の β 倍の弾性応力が作用している状態を想定する。この β は、これまで指標としてきた σ_{Mi}/σ_y に相当する。完全拘束状態において発生する表面方向の弾塑性のひずみは、弾性ひずみ ϵ_y と弾塑性ひずみ ϵ_p の和となり、 $\epsilon_p = (\beta - 1)\epsilon_y$ と表すことができる。そして、深さ方向のひずみ ϵ_D は、次式で与えられる

$$\epsilon_D = \frac{-2\nu_e}{1-\nu_e}\epsilon_y + \frac{-2\nu_p}{1-\nu_p}(\beta-1)\epsilon_y \tag{16}$$

式(4)から弾塑性状態の相当ひずみ $\Delta\epsilon_{eq(ep)}$ は次式で表すことができる。

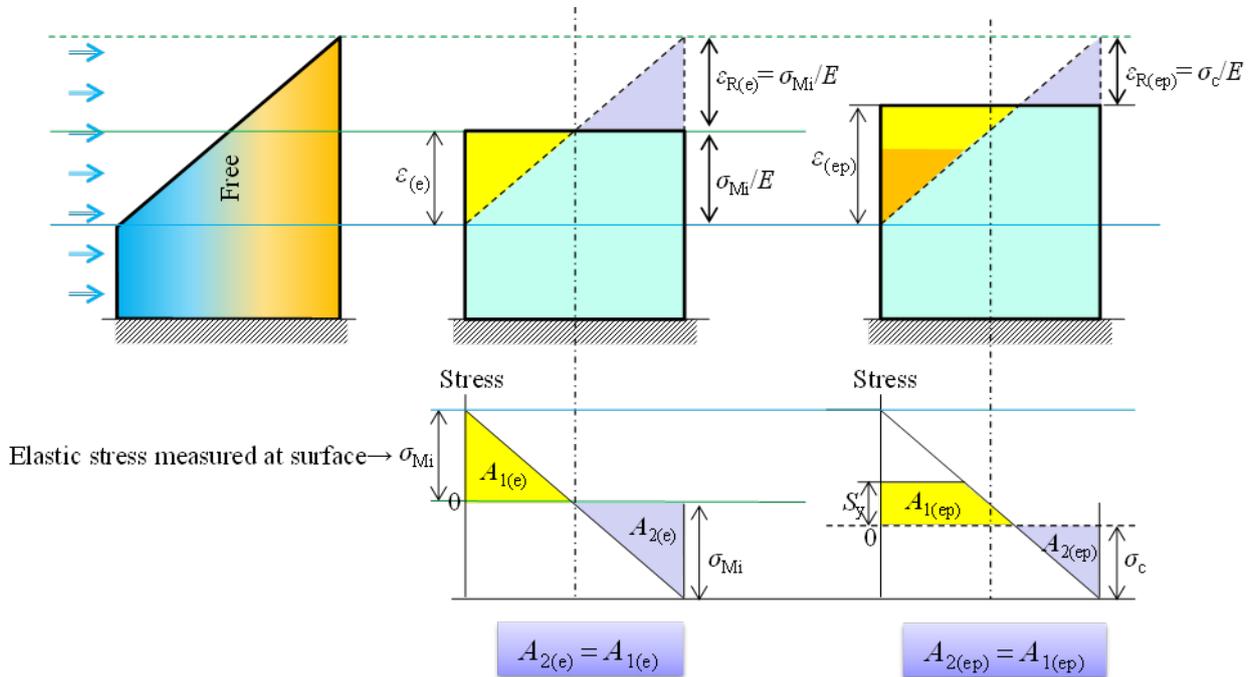


Fig. 24 A schematic drawing showing strain caused by thermal transient, which corresponds to step ② in Fig. 13(a). The thermal expansion near the surface brings about compressive elastic deformation $\varepsilon_{R(e)}$ and $\varepsilon_{R(ep)}$. Larger driving force for elastic deformation is obtained by elastic analysis than that by elastic-plastic analysis.

$$\Delta\varepsilon_{eq(e)} = \frac{1}{\sqrt{2}(1+\nu^*)} \sqrt{2(\beta\varepsilon_y - \varepsilon_D)^2} = \frac{\beta\varepsilon_y}{1-\nu^*} \quad (17)$$

上式を等価ポアソン比 ν^* に対して整理することで次式を得た。

$$\nu^* = \frac{0.7\beta - 0.4}{1.4\beta - 0.4} = \frac{0.7\left(\frac{\sigma_{Mi}}{\sigma_y}\right) - 0.4}{1.4\left(\frac{\sigma_{Mi}}{\sigma_y}\right) - 0.4} \quad (18)$$

式 (18) による ν^* を用いて式 (6) により予測した K_v を図 17 に示す。予測された K_v は軸方向の変位を拘束した平板の K_e と一致した。そして、図 20(b) に示すように、 $(t_c, t_r) = (1 \text{ s}, t/2)$ の K_e を精度よく予測している。つまり、速い周期で変動する熱荷重の K_e は式 (18) により予測できる。

図 23 では弾完全塑性モデルを仮定しているが、現実的な応力・ひずみ曲線に対しては、式 (18) による ν^* の予測は保守的な K_v をもたらす。

6.2 $K_e(\text{therm})$ の最大値

拘束がない管を対象に K_e を算出すると熱荷重下においても 1.4 を上回る場合があった。 K_e の大きさは、深さ方向の応力分布に依存するが、応力の分布形状と大きさは付与する解析条件によって複雑に変化する^(22,23)。したがって、本稿の解析条件以外の条件では、さらに大きな K_e が算出される可能性も否定できない。保守的な評価のためには K_e の上限を把握しておくことが望ましい。

拘束がない場合の K_e が K_v よりも大きくなる原因は図 13(a) で説明した。そして、図 22 において、応力勾配が小さくなるほど K_e が大きくなることを示した。とくに、 K_e が大きくなった $(t_c, t_r) = (10,000 \text{ s}, t/2)$ や $(1,000 \text{ s}, t/2)$ の条件での応力勾配は、表面から板厚の半分程度までは線形の温度分布となった。朝田ら⁽⁶⁾ の検討でも、板厚方向に線形の応力 (温度) 分布の場合に K_e が最大になることが示されている。そこで、板厚方向の線形

の応力分布となった場合の K_e の算出を試みる。図 13(a)の時間②における状態を図 24 に示す。線形の温度分布により表面では表面から深さ方向に線形の変位が生じるが、配管形状を保つため図の上面はフラットになる。その際、変形拘束により引張および圧縮のひずみが生じることになる。図 13(a)で説明したように、軸方向に拘束のない場合は、圧縮ひずみ $\varepsilon_{R(e)}$ と $\varepsilon_{R(ep)}$ の大きさが異なるため、熱荷重下の K_e は K_v の最大値である 1.4 よりも大きくなった。図 24 において、弾性計算で発生する表面の応力を σ_{Mi} とすると、 $\varepsilon_{R(e)}$ は σ_{Mi}/E となる。一方、弾塑性状態において σ_{Mi} が S_y を上回ると引張側の降伏した部分の応力は S_y で頭打ちとなる。そして、軸方向（図の上下方向）の応力のバランスから図 24 に示した面積 $A_{1(ep)}$ と $A_{2(ep)}$ は等しくなるため、応力が零となる中立点が移動する。その結果、弾塑性状態の圧縮応力 σ_c は σ_{Mi} より小さくなり $\varepsilon_{R(ep)}$ が $\varepsilon_{R(e)}$ よりも小さくなる（ ε_{ep} が ε_e よりも大きくなる）。実際には、 σ_c が S_y を超える場合も想定される。しかし、平均応力が存在する場合など、圧縮側が降伏しない場合もある。 K_e の算出においては塑性ひずみを想定しない方が（ $\varepsilon_{R(ep)}$ を小さいく想定した方が）保守側なので、ここでは圧縮側は弾性状態を維持すると考える。

図 24 の関係より、 σ_c は次式で求まる。

$$\sigma_c = -S_y + 2\sqrt{\sigma_{Mi}S_y} \quad (19)$$

したがって、 K_e は次式で表すことができる。

$$\begin{aligned} K_e &= \frac{\varepsilon_{(ep)}}{\varepsilon_{(e)}} K_v \\ &= \frac{2\sigma_{Mi} - \sigma_c}{\sigma_{Mi}} K_v \\ &= \left(2 + \frac{S_y}{\sigma_{Mi}} - 2\sqrt{\frac{S_y}{\sigma_{Mi}}} \right) K_v \end{aligned} \quad (20)$$

図 20(b)には式 (20) を重ねて示した。 K_v の算出には式 (18) と式 (6) を用いた。式 (20) が解析結果を保守的に予測していることが確認できる。式 (20) による K_e は σ_{Mi} とともに大きくなっているが、その最大値は 2.8 (=2×1.4) を超えることはない。また、軽水炉の場合 ΔT は高々 300 K 程度であるとすると、式 (2) から算出される $\Delta\sigma_{Mi}$ は 1223 MPa となる。ステンレス鋼を想定した $\Delta\sigma_{Mi}/(2S_y)$ は 3.58 であるので、式 (20) から $\Delta T = 300$ K に対する K_e はおよそ 1.574 となる。つまり、実評価において K_e は 1.6 を超えることはない想定される。式 (10) により熱荷重と機械荷重を分離すること

で、熱荷重に対しては合理化した K_e 係数を策定できる可能性がある。

6.3 熱荷重に対する K_e 係数のあり方について

これまでの検討結果を踏まえると、熱荷重に対する K_e 係数を議論するにあたり留意すべき事項として、以下の点が挙げられる。

- 変位制御荷重の想定は、管に置き換えると軸方向の変位も拘束した状態に相当する。そして、軸方向の拘束がない管の K_e は $K_v = 1.4$ より大きくなる可能性がある。ただし、軽水炉のステンレス鋼を対象とした K_e は 1.6 を超えないと想定される。
- 流体温度が短周期（周期 10 秒以下）で変動する熱荷重に対する K_e は、軸方向の拘束がない場合でも K_v に近くなる。そして、その値は、式 (18) と式 (6) により精度よく予測できる。
- JSME の K_e 係数の算出方法は、周期が十分大きな場合の熱荷重に相当する。
- 熱荷重では、表面近傍の温度勾配によって S_p (σ_{Mi}) と S_n に大きな差異が生じる場合がある。そして、これらの値が最大ピークを示す時間も同じでない。

これらの点を踏まえると、熱荷重に対する JSME 規格の K_e 係数の現状と今後の検討の方向性として、以下のとおり考えることができる。

周期の短い場合に対しては K_v が適用できることが示された。しかし、機器設計で想定される疲労荷重は、プラントの起動停止など周期の長い熱荷重であることから、例えば熱荷重を想定する場合でも、 K_v を用いることは非保守側の評価になる可能性がある。したがって、N-904 や RCC-M など他の規格にならい K_v を導入することは必ずしも妥当ではない。ただし、熱荷重と機械荷重を分離することで、熱荷重に対しては合理化した K_e 係数を策定できる可能性がある。その際は、熱荷重に対する K_e の最大が 1.6 を超えないことや、有限要素解析における表面近傍のひずみの算出精度を向上させる（ L_s を小さくする）ことに留意することで合理的な K_e 係数を策定できる。また、熱荷重に対する K_e 係数は S_n の関数ではなく、 S_p (σ_{Mi}) の関数として規定することが望ましく、式 (20) もその候補となり得る。一方、温度ゆらぎに起因する高サイクル熱疲労など変動周期が短い熱荷重に対しては、 K_v を用いることができる。そ

の場合、等価ポアソン比 ν^* の算出には式 (8) ではなく、式 (18) を用いた方がよい。

さらに、これまで N-904 や RCC-M において議論されてきた以下の点については留意する必要がある。

- ・ ミーゼス相当ひずみは式 (4) で定義され、熱荷重下ではトレスカとミーゼスの相当ひずみは一致する。したがって、式 (9) による K_v の算出は正しくない。
- ・ 熱荷重に対する K_v の変化は式 (18) によって精度よく予測できる。一方、Sec. VIII や EN 規格などにおいて用いられてきた式 (8) は非保守側の予測となる可能性がある。
- ・ 熱荷重による膜荷重成分は、図 14 の軸方向 (A 方向) の変形拘束や、平板の平面ひずみ拘束によって発生する。そして、拘束によって生じる荷重は完全な変位制御となり、 K_v による弾塑性補正が有効となる。N-904 と RCC-M では、熱荷重による膜成分を機械荷重と見なしているが、膜成分にこそ K_v を適用することが理にかなっている。

7. 結言

本稿では、単純な直管や平板の解析や考察を通し、変位制御荷重相当の K_e 係数 (K_v) の JSME 規格への導入の可否を議論するための考察をまとめた。まず、 K_v の基本的な考え方を示すとともに、各規格の熱荷重に対する K_e 係数を比較した。そして、有限要素解析で K_e 係数を算出するとともに、 K_v との差異や、その差異の生じる要因について調べた。とくに、変形拘束や温度変動周期の K_e 係数に及ぼす影響について考察した。その結果、他の規格で適用されている変位制御荷重相当の K_e 係数をそのまま導入することは、非保守側の評価をもたらす可能性を指摘した。そして、熱荷重に対する JSME 規格の K_e 係数のあり方について考察をまとめた。

引用文献

- (1) ASME, Criteria of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code for Design by Analysis in Sections III and VIII, Division 2 (1969).
- (2) Jaske, C. E. and O'Donnell, W. J., Fatigue design criteria for pressure vessel alloys, ASME Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.99 (1977), pp.584-592.
- (3) Chopra, O. and Stevens, G. L., Effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials, NUREG/CR-6909 Rev. 1, NRC, USA (2017).
- (4) Asada, S., Zhang, S., Takanashi, M. and Nomura, Y., Study on incorporation of new design fatigue curves and a new environmental fatigue correction factor for PWR environment into the JSME environmental fatigue evaluation method, Proceedings of the ASME 2020 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2020) (2020), Paper No. PVP2020-21078.
- (5) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格設計・建設規格, JSME S NC1-2020 (2020).
- (6) 朝田誠治, 中村隆夫, 機械学会設計・建設規格における簡易弾塑性解析手法, 日本機械学会論文集 A 編, Vol.75, No.749 (2009), pp.110-117.
- (7) ASME, Boiler and Pressure Vessel Code Section III Rules for Construction of Nuclear Facility Components (2019).
- (8) ASME, Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Code Case N-904, Alternative Simplified Elastic-Plastic Analysis in Section III, 2019 Edition, Supplement 6 (2019).
- (9) Ranganath, S. and Palm, N. A., Alternative approaches for ASME code simplified elastic-plastic analysis, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2017) (2017), Paper No. PVP2017-66240.
- (10) AFCEN, Design and construction rules for mechanical components of PWR nuclear islands RCC-M (2018).
- (11) ASME, Boiler and Pressure Vessel Code Section VIII Rules for Construction of Pressure Vessels, Div. 2 Alternative Rules (2019).
- (12) BSI, Unfired pressure vessels part 3, BS EN 13445-3:2014+A8:2019 (2019).
- (13) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格設計・建設規格 事例規格弾塑性有限要素解析を用いたクラス 1 容器に対する強度評価の代替規定, JSME S NC-CC-005 (2008).
- (14) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格設計・建設規格 事例規格弾塑性解析に基づく耐震 S クラス配管の耐震設計に関する代替規定, JSME S NC-CC-008 (2019).
- (15) Grandemange, J. M., Heliot, J., Vagner, J., Morel, A. and Faigy, C., Improvements on fatigue analysis methods for the design of nuclear components subjected to the French

RCC-M code, WRC-361 (1991), Welding Research Council.

- (16) Moulin, D. and Roche, R. L., Correction of the Poisson effect in the elastic analysis of low-cycle fatigue, *International Journal of Pressure Vessel and Piping*, Vol.19 (1985), pp.213-233.
- (17) Emslie, J., Watson, C. and Wright, K., ASME III fatigue assessment plasticity correction factors for austenitic stainless steel, *Proceedings of the ASME 2014 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2014)* (2014), Paper No. PVP2014-28633.
- (18) Lang, H., Rudolph, J. and Ziegler, R., Performance study of K_e factors in simplified elastic plastic fatigue analyses with emphasis on thermal cyclic loading, *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol.88 (2011), pp.330-347.
- (19) Gurdal, R. and Su, S. X., A comparative study of K_e factor in design by analysis for fatigue evaluation, *Proceedings of the ASME 2008 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2008)* (2008), Paper No. PVP2008-61222.
- (20) Kamaya, M. and Miyoshi, K., Thermal fatigue damage assessment at mixing tees (elastic-plastic deformation effect on stress and strain fluctuations), *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 318 (2017), pp.202-212.
- (21) Kamaya, M. and Nakamura, A., Thermal stress analysis for fatigue damage evaluation at a mixing tee, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 241 (2011), 2674-2687.
- (22) 釜谷昌幸, 亀裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価 (繰り返し熱応力下での疲労寿命), *日本機械学会論文集 A 編*, Vol.79, No.806 (2013), pp.1530-1543.
- (23) Kamaya, M., Assessment of thermal fatigue damage caused by local fluid temperature fluctuation (part I: characteristics of constraint and stress caused by thermal striation and stratification), *Nuclear Engineering and Design*, Vol.268 (2014), pp.121-138.

TT690 合金の SCC 進展速度に及ぼす温度の影響

Influence of Temperature on SCC Growth Rate in Alloy 690TT

寺地 巧(Takumi Terachi)*¹, 山田 卓陽(Takuyo Yamada)*¹

山岡 祐樹(Yuki Yamaoka)*¹, 有岡 孝司(Koji Arioka)*¹

要約 耐 SCC 性に優れる TT690 合金の亀裂進展に対する温度依存性を評価するため、PWR1 次系模擬環境と高温大気中で亀裂進展試験を実施した。試験には冷間加工を加えた TT690 合金実機相当材を用いた。290°C~360°C の PWR1 次系模擬環境で、約 3 万時間の長期亀裂進展試験を行った結果、290°C では亀裂進展が認められず、320°C~360°C の試験片ではアレニウス型の温度依存性が確認された。400°C~475°C の高温大気中で実施したクリープ試験の結果は、PWR1 次系における亀裂進展の高温側外挿域に位置しており、高い類似性が認められた。これらの特徴から、TT690 合金の実機相当材については高温クリープと類似の機構が強く影響していることが予想された。

キーワード TT690 合金, 応力腐食割れ, 高温クリープ, 温度依存性

Abstract To evaluate the temperature dependence of crack propagation in Alloy 690TT, which has excellent SCC resistance, crack propagation tests were conducted in simulated PWR primary water and in high-temperature gas. Cold-worked Alloy 690TT which is equivalent to the material used for actual components was used for the test specimens. In the long-term crack propagation test for approximately 30,000 h in the simulated PWR primary water at 290°C to 360°C, no crack propagation was observed at 290°C; however, an Arrhenius-type temperature dependence was confirmed for the specimens at 320°C to 360°C. The creep tests conducted in high-temperature gas at 400°C to 475°C yielded results that fell within the high-temperature extrapolated region of crack propagation in the PWR primary water, and a high similarity in behavior was observed. Based on these characteristics, it was assumed that a mechanism similar to high-temperature creep strongly influences the equivalent material, Alloy 690TT.

Keywords Alloy 690TT, stress corrosion cracking, high-temperature creep, temperature dependency

1. 緒言

TT690 合金は、加圧水型原子炉 (primary water reactor, PWR) の一次系主要構造材料として広く用いられている。従来採用されてきた 600 合金に比べて、優れた耐応力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) 特性を有することから、安全性・信頼性の向上を目的に多くのプラントで導入されてきた^(1,2)。現在までのところ、実機で SCC が発生した報告例は見当たらず、高い耐 SCC 性が確認されている。しかし、冷間加工を付与した条件下では、TT 690 合金でも PWR1 次系環境下で SCC 進展感受性を示すことが明らかになっている⁽³⁻⁶⁾。そのため、重要機器の安全研究として、SCC 発生、進展に対する取り組みが行われてきた⁽⁷⁻¹²⁾。

TT690 合金は耐 SCC 性に優れるため、亀裂進展速度も遅いことが知られている。EPRI (Electric Power Research Institute) がまとめた亀裂進展線図では、600 合金と比べて TT690 合金は、38 倍の改善効果が見込まれることが紹介されている^(13,14)。これは、600 合金が 1 ヶ月程度で進展す

る亀裂と同等の亀裂長さに至るのに、TT690 合金では 3 年以上要することを意味する。そのため、TT690 合金の亀裂進展速度を計測する場合、環境や材料、応力などの促進条件を組み合わせる実施することが多い。

促進条件の一つとして広く採用されているパラメータとしては、温度と冷間加工度が挙げられる。高温クリープ環境での亀裂進展挙動との類似性や、断面の詳細観察の結果から、キャビティ生成型のメカニズムが提案されており、高温側で促進される事象と考えられている⁽⁹⁾。なお、温度依存性については、先行して多くの知見が得られている 600 合金に対し、アレニウス型の温度依存性が広く報告されており、その活性化エネルギーについては、120~130 kJ/mol 程度と考えられている^(13-15,16)。

TT690 合金についても温度依存性に関する知見が報告されているが、耐 SCC 性が高く亀裂進展速度が極めて遅いため、実験室で行われる試験は加速試験となる高温域での検討が主流となっており、比較的低温域における信頼性の高い亀裂進展データが不足している。EPRI が報告し

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

ている MRP-386 における活性化エネルギーは、17~137 kJ/mol の範囲にあり、それらの実験データから導出される中央値は 98 kJ/mol であった⁽¹⁴⁾。しかし、冷間加工材が用いられていることや、600 合金の方が信頼性の高い値が得られていることを理由として、MRP-386 においては 600 合金と同じ活性化エネルギーとして 120 kJ/mol を用いることが妥当と判断されている⁽¹⁴⁾。

当研究所においても温度依存性の知見を整理し、平均的な活性化エネルギーは 110 kJ/mol 程度であることを示しているが、比較的進展速度が速いラボ溶製材で取得した知見であり、実機相当材ではないという課題が残されていた⁽²⁾。また、近年、NUREG/CR-7276⁽¹⁷⁾では、690 系合金に対する亀裂進展速度に対して、MRP-386 より速い進展速度データが報告されているが、その一因として低温側で取得されたデータが高温から補正されたデータよりも速い可能性が指摘されている。これらの知見は、TT690 合金に関して、材料のヒートや熱処理条件により温度依存性が変化する可能性があることを示している。

ステンレス鋼についても低温側から 340°C 程度まではアレニウス型の温度依存性が知られているが、360°C 程度の高温域では、亀裂が停滞する現象が報告されている⁽¹⁸⁻²⁰⁾。この亀裂が高温側で停滞する事例については、800 合金でも確認されている⁽²¹⁾。高温域で亀裂進展が停滞する理由については、同材料の腐食が高温側で抑制されることや⁽²²⁾、高温側で材料強度が変化する⁽²³⁾ことについて関連性が指摘されているが、明確に機構が解明されているわけではない。これは、高温側で促進される拡散以外の複数のプロセスが関与していることを示している。

このように、温度依存性に関して得られている知見からは、材料や条件によって異なる挙動が報告されており、その詳細については検討の余地が残されている。したがって、実機相当の材料を用いて丁寧に知見を拡充することが重要と考えられる。本報告では、PWR 一次系模擬環境下における TT 690 合金の SCC 亀裂進展挙動の温度依存性に焦点を当て、粒界キャビティ生成挙動やクリープ亀裂進展機構との類似性を評価し、温度依存性の機構論的理解について検討した結果を述べる。

2. 実験方法

2.1 供試材及び試験片

供試材には、表 1 に示す化学組成の TT690 合金を用いた。溶体化処理の後、700°C で 15 時間の特殊熱処理 (TT 処理) を施した。その後、亀裂進展を促進する目的で 30%

の冷間加工 (30%CW) を付与した。表 2 に冷間加工後の供試材の機械特性を示す。

亀裂進展試験には、ASTME399 により標準化されている CT (compact tension) 試験片を用いた。図 1 に亀裂進展試験に用いた 1/2TCT (1/2 インチ厚 compact tension) 試験片形状を示す。試験片の冷間加工方位は速い進展速度が報告されている T-L 方位とした^(24,25)。

表 1 供試材の化学組成 (wt. %)

| C | Si | Mn | P | S | Cu | Ni | Cr | Fe |
|-------|------|------|-------|--------|------|-------|-------|------|
| 0.019 | 0.30 | 0.32 | 0.009 | 0.0006 | 0.04 | 59.25 | 30.18 | 9.42 |

表 2 供試材の機械特性

| 冷間加工度 (%) | 温度 (°C) | 0.2%耐力 (MPa) | 引張強さ (MPa) |
|-----------|---------|--------------|------------|
| 30 | 室温 | 781 | 849 |
| | 320 | 705 | 742 |
| | 360 | 701 | 733 |
| | 450 | 647 | 684 |

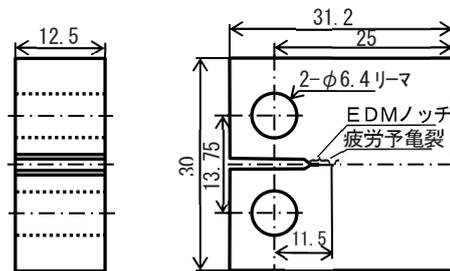


図 1 1/2TCT試験片の形状

2.2 SCC亀裂進展試験

SCC 試験に用いた液循環式腐食試験装置の概要を図 2 に示す。SCC 試験は、PWR1 次系模擬環境として溶存水素を添加したほう酸、水酸化リチウム水 (500 ppm B + 2 ppm Li + DH 30 cc-STP/kg・H₂O) の環境で実施した。試験中は水質調整層の気相部に水素ガスを通気することで、溶存酸素濃度が 5 ppb 以下となる条件を維持した。試験時の応力は、目標 K 値を約 30 MPa√m となる荷重を付与した条件で実施した。

SCC 進展試験の条件を表 3 に示す。360°C の温度条件については一部過去に取得したデータが報告済みである⁽³⁾。これらの時間を参考として、290°C~340°C の温度条件について、約 3 万時間の試験を実施した。試験条件については、

温度以外のパラメータが同一になるように設定し、温度影響についての評価を試みた。

試験後、断面観察用に約 3 mm を放電加工機にてスライスし、残部の約 9.3 mm を大気中で疲労破壊により破面を開放した。その後、亀裂進展長さを電界放射型走査電子顕微鏡 (FE-SEM, field-emission scanning electron microscope) (Carl Zeiss 社製 ULTRA55) にて観察し、環境中で進展した領域を評価した。亀裂進展速度は、亀裂進展長さを試験時間で除算することにより求めた。

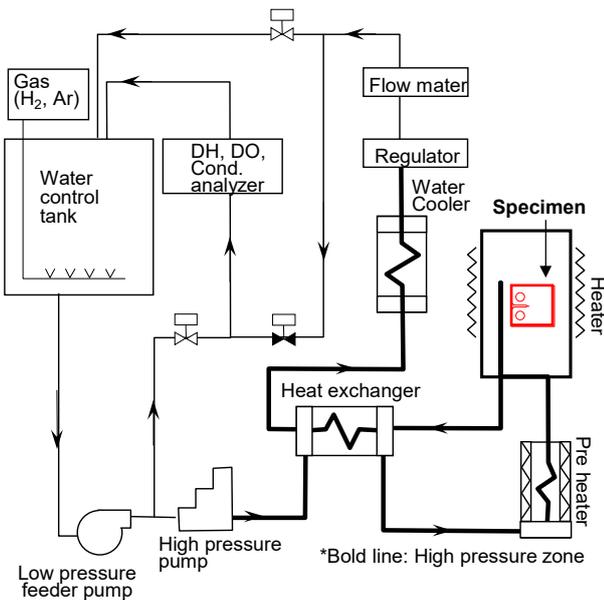


図2 液循環式腐食試験装置の概略系統図

表 3 SCC 亀裂進展試験の条件

| 試験片 ID | 温度条件(°C) | 試験時間(h) |
|------------|----------|---------|
| GKT69C30-D | 290 | 30,245 |
| GKT69C30-E | 320 | 29,985 |
| GKT69C30-F | 340 | 28,322 |
| GKT69C30-A | 360 | 26,576 |
| GKT69C30-B | 360 | 17,120 |

2.3 高温大気中クリープ試験

SCC 試験と同一の試験片形状にて、高温大気中でクリープ亀裂進展試験を行い、PWR1 次系環境と高温大気中での亀裂進展速度の違いについて比較を実施した。高温大気中試験の条件を表 4 に示す。試験は大気中で 400°C~475°C の 4 条件について実施した。ただし、試験時の荷重条件は SCC 試験に採用した $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ではなく、従来から実施してきた $K=40 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を採用している。応力条件の違いに

ついては、過去に得られているパラメータ依存性を用いて $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当に換算することとした。

亀裂進展速度の評価については、SCC 試験と同様に試験後に破面を開放し、亀裂進展長さを試験時間で除算して亀裂進展速度とした。

表4 高温大気中クリープ亀裂進展試験の条件

| 試験片 ID | 温度条件(°C) | 試験時間(h) |
|--------------|----------|---------|
| HGKT69C30-15 | 400 | 1,267 |
| HGKT69C30-16 | 425 | 1,199 |
| HGKT69C30-17 | 450 | 182 |
| HGKT69C30-18 | 475 | 74 |

3. 結果

3.1 SCC破面のマクロ観察結果

試験後の破面の状態をデジタルマイクロスコープにて観察した結果を図 3 に示す。図は 290°C から 360°C までの 4 条件の代表的な破面を比較したものである。試験片の板厚は 12.5 mm あるが、試験後に 3 mm を断面観察用に切断し、残部の約 9 mm について破面解放して比較した。いずれの試験片も図の上側半分の褐色の領域は疲労予亀裂の破面であり、腐食生成物が形成しているために褐色に変化している。破線で示した疲労予亀裂前縁から図中下方に認められる黒色部分が、SCC により進展した領域である。290°C では予亀裂前縁から先に、SCC の領域は認められない。一方 320°C では僅かに亀裂が進展した領域が局所的に認められ、340°C ではその領域が増加している様相がわかる。また、360°C では比較的、平均的に亀裂が進展していることが分かる。

3.2 SCC破面のSEM観察結果

290°C の PWR1 次系環境下で実施した試験片の SEM 観察結果を図 4 に示す。290°C ではマクロ観察でも SCC が認められていなかったが、SEM 観察でも疲労予亀裂前縁から先に、SCC で進展した粒界部分は確認されない。疲労予亀裂と試験後に破面解放した領域は両者とも疲労破面の様相を呈しているが、疲労予亀裂の領域は PWR1 次系環境水に接しているため、 μm オーダーの微小な腐食生成物が形成している。この観察状況から、約 3 万時間の亀裂進展試験でも疲労予亀裂から先への亀裂進展は生じていなかったと判断された。

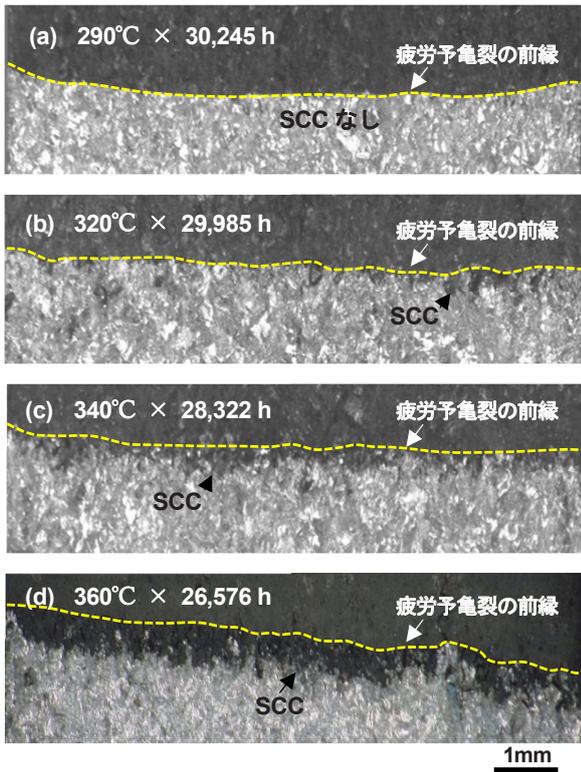


図3 TT690合金(30%CW, T-L)のSCC試験後の破面のマクロ観察結果 (破線は疲労予亀裂の前縁)

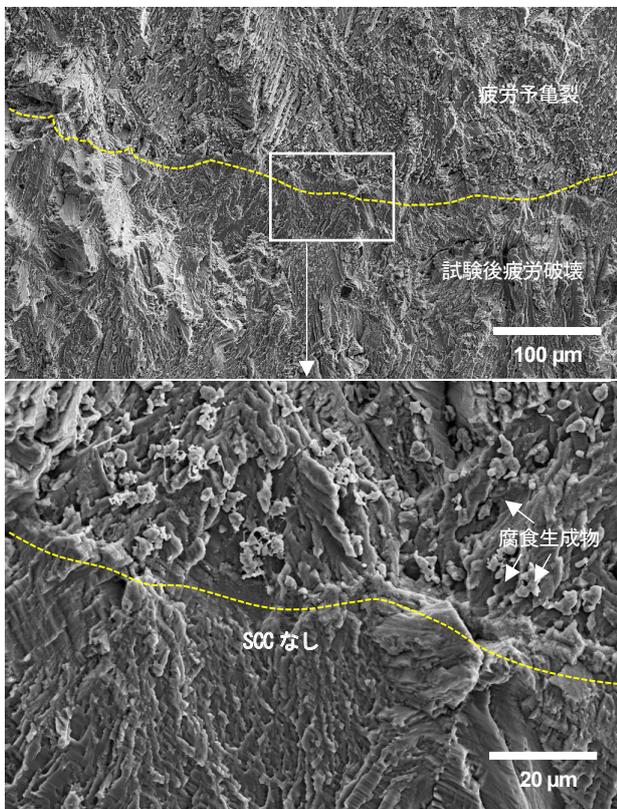
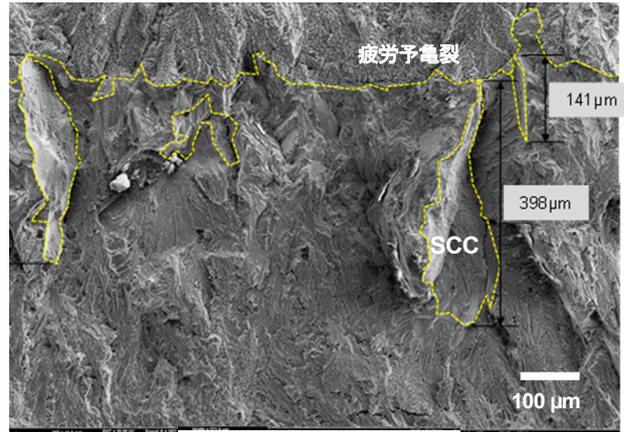


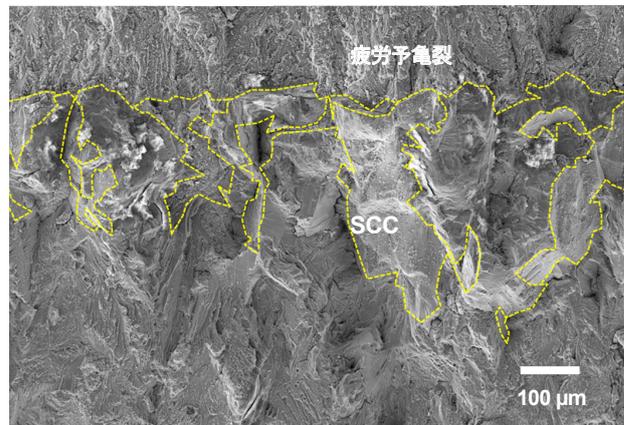
図4 290°C×30,245 h の破面のSEM観察結果

320°C～360°Cの環境で生じた SCC 破面の観察結果を図5に示す。これらの試験片は290°Cと異なり、粒界において亀裂が進展していた。黄色の破線で囲った領域が SCC による粒界破面と判断された領域である。温度条件により破面の様相は異なり、320°Cでは楕葉状にごくわずかな領域で部分的に亀裂が進展していた。一方、高温側である360°Cでは、より広範囲に破面が広がっていることが確認できた。

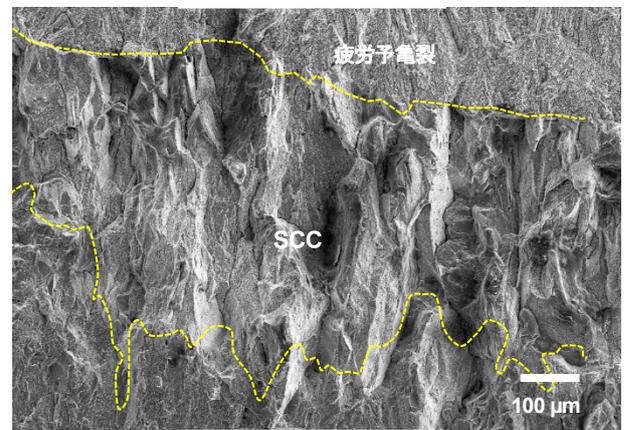
図5で示した観察結果は代表的な領域だが、320°Cの破面では、楕葉状に進化した領域は21箇所あり、それらの合計



(a) 320°C × 29,985 h



(b) 340°C × 28,322 h



(c) 360°C × 26,576 h

図5 320°C～360°CのSCC破面SEM観察結果

面積は0.18 mm²であった。この面積を評価した板厚9.3 mmで除算して平均進展深さを求めると、平均進展深さが19 μmであることが確認された。この平均進展深さを試験時間で除算して求めた平均亀裂進展速度は、 1.8×10^{-10} mm/sとして求められた。この進展速度は、100年で約0.57 mmに相当する非常に遅い進展速度である。

すべての試験片に対して、亀裂進展速度の整理を実施した結果を表4に示す。総じて高温側で亀裂進展速度が増加していることが明らかになった。

表5 PWR1次系環境下におけるSCC試験結果

| 試験片 ID | 試験温度 (°C) | 平均亀裂長さ (μm) | 最大深さ (μm) | 平均亀裂進展速度(mm/s) |
|------------|-----------|-------------|-----------|-----------------------|
| GKT69C30-D | 290 | 0 | 0 | 評価できず |
| GKT69C30-E | 320 | 19 | 490 | 1.8×10^{-10} |
| GKT69C30-F | 340 | 99 | 700 | 9.7×10^{-10} |
| GKT69C30-A | 360 | 650 | 790 | 6.8×10^{-9} |
| GKT69C30-B | 360 | 490 | 650 | 8.0×10^{-9} |

3.3 大気中クリープ試験片の破面状況

400°C~475°Cの高温大気中でのクリープ亀裂進展試験結果を図6に示す。試験は1,267 hから74 hと短時間の試験であるが、亀裂進展領域は酸化により褐色に変色している。いずれの試験片でも1 mmを超える亀裂進展を示しており、320°Cや340°Cで実施されたSCC試験のような楕葉状の破面は認められない。試験結果は、高温条件ほど短時間で長い亀裂が形成されることを示した。

4. 考察

4.1 SCC進展速度への温度依存性

PWR1次系環境下におけるTT690合金(30%CW, T-L)の亀裂進展速度への温度の影響を図7に示す。高温ほど亀裂の進展速度が速くなる傾向は顕著であり、290°Cの温度条件では亀裂進展が認められなかった。一部の合金では、高温側で進展速度が低下する傾向が確認されているが^(18,19)、本検討では実機相当のTT690合金(30%CW, T-L)に対しては、高温側で促進される単調なアレニウス型の温度依存性を有することが確認された。

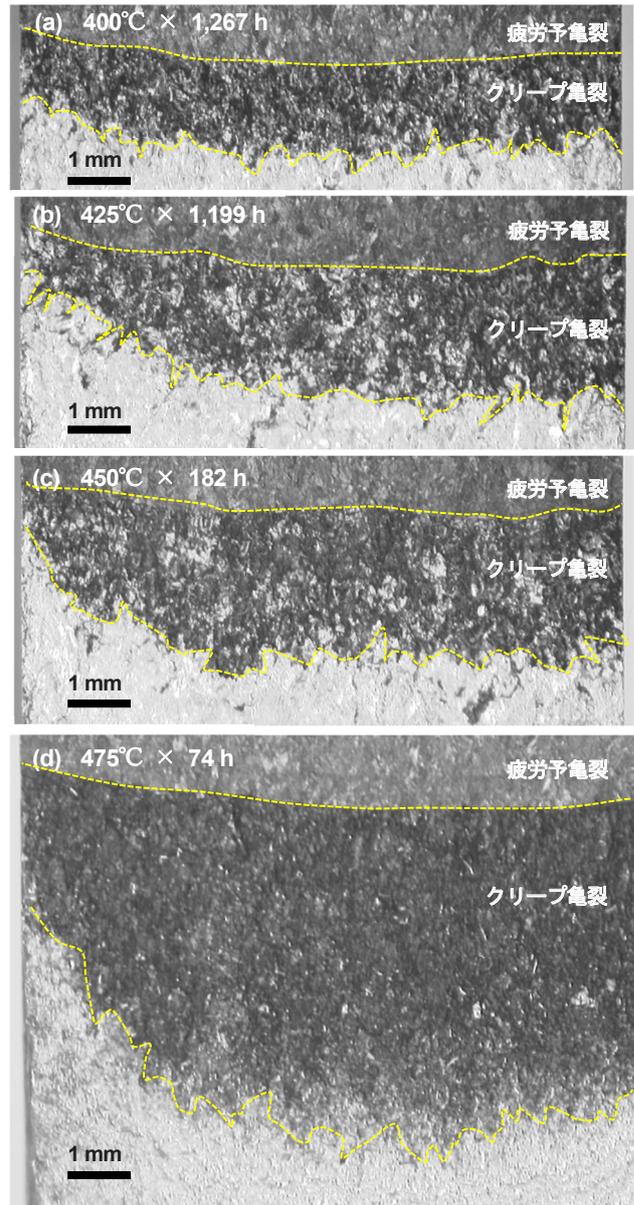


図6 高温大気中クリープ試験の破面状況

次に、平均亀裂進展速度と最大亀裂進展速度の2つの評価方法を比較した結果を図8に示す。いずれの手法でも高温側が促進条件であることに違いはないものの、温度依存性の傾きについて大きな差が認められた。最大亀裂進展速度を用いた際の活性化エネルギーは約55 kJ/molと小さく、平均亀裂進展速度による評価では約294 kJ/molと大きな値を示した。この活性化エネルギーの違いには、楕葉状に亀裂が進展していることが影響したと考えられる。

活性化エネルギーの評価方法による違いを考察するため、図9に想定される亀裂進展の概念を示す。本検討では、320°Cおよび340°Cの破面で、楕葉状の亀裂が認められた。これらの破面は、微小な亀裂の形成段階にあり、亀裂進展

感受性の高い粒界で先行して粒界亀裂が進展することで、櫛葉状の亀裂が形成したと考えられる。局所的に亀裂が進展している状況であるため、図9で示したように最大亀裂長さと平均亀裂長さに大きな違いがあり、図8のとおり進展速度にも差が生じたと考えられる。一方、360℃の破面では、櫛葉状の亀裂ではなく、比較的平均的に亀裂が進展した状況となっていた。これは、櫛葉状に亀裂が進展した後、周囲の比較的割れ感受性が高くなかった領域へ粒界亀裂が広がったことで、最大と平均の亀裂進展速度に差が生じなくなったものと考えられる。

これらの理由により、亀裂が櫛葉状に進展した状態では、最大亀裂を用いた評価は感受性の高いごく一部の粒界での進展傾向を示すことになり、平均的な亀裂の傾向より速い進展速度として評価することになる。実機材料健全性に影響を及ぼす亀裂は、多くの結晶粒界が割れる必要があるため、感受性の高いごく一部の粒界での挙動より、平均的な結晶粒の状況を評価することが重要となる。したがって、温度依存性の評価に対しても平均亀裂進展速度を用いることが妥当と考えられる。

一方、平均亀裂進展速度に対しても、実験上の制約による課題が残されている。CT試験片は、予め応力集中部を予亀裂として形成しているが、非常に亀裂進展速度が遅いことから、亀裂発生段階において停滞していた可能性がある。実態として、290℃の試験では粒界亀裂が確認されていないことから、停滞していた状況にあると言える。仮に、試験開始後長期に亀裂進展が停滞し、途中から進展を開始した場合、亀裂が進展していた期間を知ることが困難となる。この状況から、活性化エネルギーの意味合いを理解する観

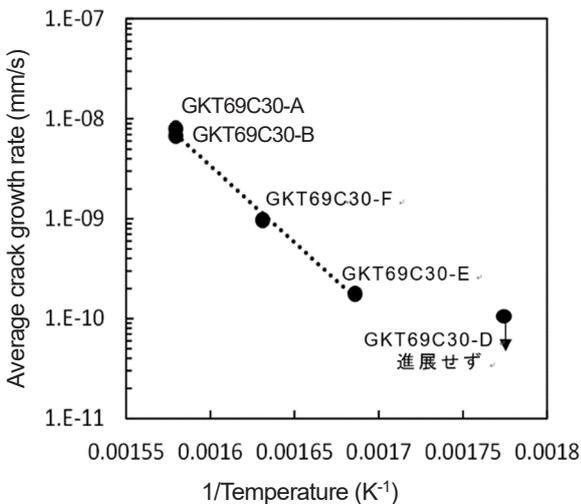


図7 TT690合金(30%CW, T-L)の亀裂進展速度に及ぼす温度の影響 (PWR1次系模擬環境, K = 30 MPa√m)

点では、平均亀裂進展速度に対しても更なる検討を要するものと理解される。

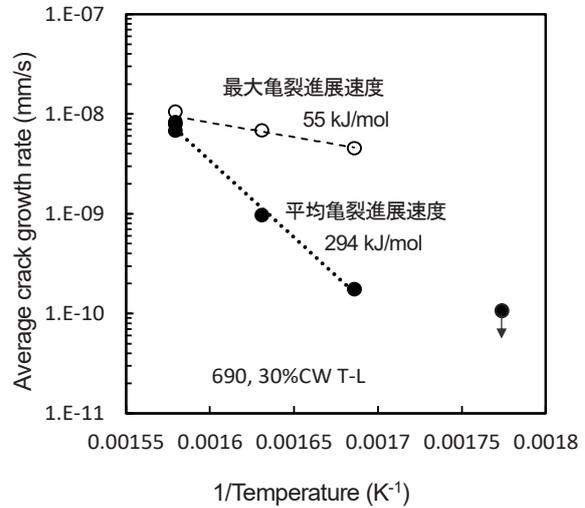


図8 平均亀裂進展速度と最大亀裂進展速度の比較
TT690合金(30%CW, T-L)PWR1次系模擬環境

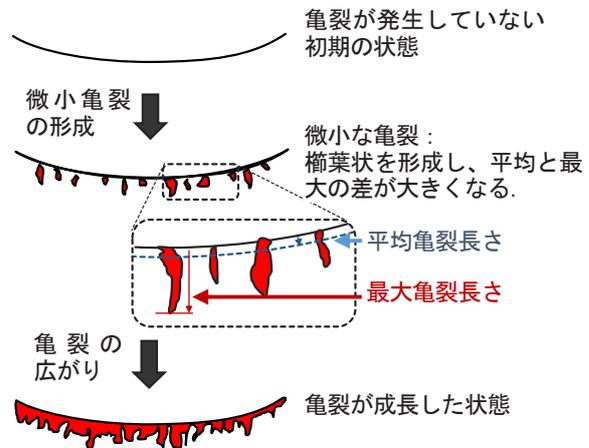


図9 観察結果から想定される亀裂進展のプロセス

4.2 櫛葉状亀裂の形成理由

320℃および340℃の温度条件では櫛葉状の亀裂進展が認められていた。ここでは、微小な亀裂の形成段階において櫛葉状を形成する理由について検討する。

櫛葉状の亀裂は、粒界ごとに亀裂進展特性が異なり、割れやすい条件が成立した粒界で、周囲に先行して亀裂が生じた状態と捉えられる。このような、典型的な櫛葉状亀裂をPWR1次系模擬環境下で生じさせる材料として、ニッケ

ル基合金の溶接材が報告されている^(26,27)。ニッケル基合金の溶接材では結晶粒が溶接凝固過程に伸長した状況となり、亀裂伝播方向に延びた粒形状となる方位で SCC 試験を実施したときに典型的な楕葉状破面を呈する。本試験で用いた材料も、T-L 方位に 30% 圧延されたものである。T-L 方位とは、亀裂進展方向に対して結晶粒が 30% 伸長した試験片を指すため、粒形状という点でも、楕葉状になりやすい条件であった。

さらに、粒界毎に異なる進展感受性を持つ理由としては、局所的な応力条件の影響が考えられる。具体的には、結晶粒の弾性定数の異方性や結晶方位の違い、隣接する結晶粒間の結晶方位差、結晶の幾何学的な傾き、粒界近傍での変形拘束、そして粒界や粒界 3 重点近傍での炭化物の存在などが挙げられる。これらの影響因子を定量的に評価することは容易ではないが、結晶粒ごとに応力が変化することは一般的な現象であり、本材料に特化したものではない。本試験の特徴としては、亀裂進展速度が非常に遅いため、約 3 万時間経過した状況でも亀裂進展の初期段階であり、その状況で試験を停止したため、楕葉状の形態が観察されたと考えられる。

また、特定の結晶粒界において進展が強く抑制される要因が存在する可能性も考えられる。TT690 合金の粒界には、粒界炭化物が形成されており、これらの粒界炭化物の形態や形状も耐 SCC 性に影響する可能性がある。具体的には、粒界に存在する炭化物は粒界ごとに異なる様相を呈していることから、亀裂進展機構の詳細を把握するには、これら炭化物の影響についても評価することが重要と考えられる。

4.3 大気中クリープ試験との差異

TT690 合金(30%CW, T-L)の大気中クリープ試験と SCC 試験の温度依存性を比較した結果を図 10 に示す。また、図中には、本研究で取得した TT690 合金実機相当材の他、過去に Arioka らが報告している TT690 合金ラボ溶製材における知見も合わせて示した⁽³⁾。ただし、大気中クリープ試験のデータは、試験時の応力拡大係数が $K=40 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ で取得していたため、PWR1 次系環境に適用した $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当に換算した概算値である。換算には当社で取得したクリープ亀裂進展への応力拡大係数の影響が $da/dt \propto K^\beta$ ($\beta=4.5$) の関係を適用した (INSS, 未公開資料)。

いずれの条件でも単調なアレニウス型の温度依存性が認められているが、実機相当材とラボ溶製材では異なる傾向が認められる。実機相当材では、大気中クリープ試験の活性化エネルギーが 240 kJ/mol、PWR1 次系環境が 294 kJ/mol と近い値を示し、比較的狭いバンドの範囲にデータが収ま

っている。即ち、大気中クリープ試験の低温側の延長線上に PWR1 次系水中の試験データが位置しており、水環境で生じると想定される腐食による促進効果は顕著ではない。

一方で、ラボ溶製材の場合は大気中クリープ試験の低温側延長線上に PWR1 次系水中の試験データが位置しておらず、明瞭な PWR1 次系条件側での促進効果が認められる。ラボ溶製材は 20%CW 材が用いられており、実機相当材よりも加工度が低い材料である。強加工材ほど亀裂進展速度が速くなることも考慮すると、実機相当材と比べてラボ溶製材は速い進展傾向を示す材料であることが分かる。このように、同じ TT690 合金であってもラボ溶製材の方が速い進展傾向を示すことは、米澤らも報告しており、その要因については金属組織の違いによるものと説明が行われている^(28, 29)。本研究で取得した実機相当材とラボ溶製材でも PWR1 次系環境下における SCC 進展速度に明瞭な違いがあり、その違いについては、水溶液環境で寄与する促進因子が、ラボ溶製材側での感受性を大きく変化させていると考えられる。

以上の検討結果からの推論として、SCC 進展感受性が低い実機相当材では PWR1 次系環境下における促進効果が顕著ではなく、クリープと類似の機構が支配因子であることが示唆される。

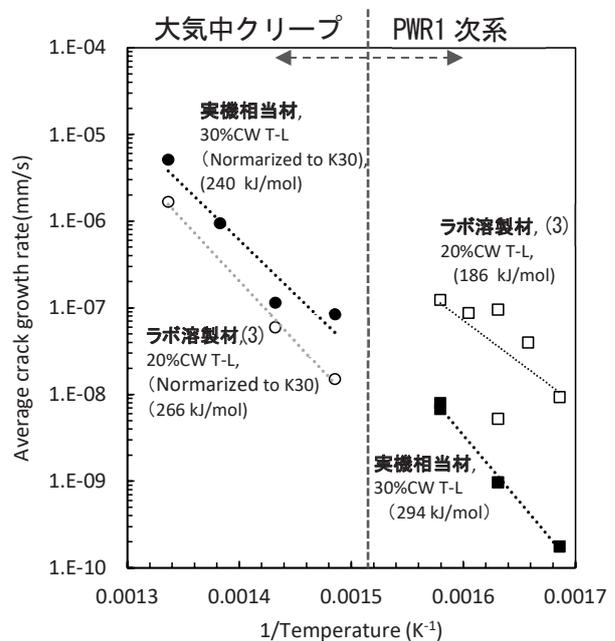


図 10 大気中クリープおよび SCC 環境での亀裂進展速度に及ぼす温度の影響 (TT690 合金)⁽³⁾

4.4 SCC機構に対する温度の影響

SCC 進展には材料の機械特性や腐食挙動、固体内の拡散など多くの影響因子が存在するが、これらは独立して温度の影響を受ける。そのため、SCC への温度影響を検討する場合、複合的な影響因子の寄与についても考える必要がある。

材料の機械特性に関しては、冷間加工度の影響として、0.2%耐力の増加に伴い SCC 進展速度が増加することが広く知られている⁽³⁰⁾。これは、ステンレス鋼や 600 合金にも共通する特徴であり、亀裂先端の応力勾配が影響している可能性が指摘されている^(20,31,32)。この 0.2%耐力におよぼす温度の影響としては、高温側で 0.2%耐力が若干低下することが分かっている⁽³³⁾。試験に供した TT690 合金(30%CW)の場合では、表 2 に示したとおり、0.2%耐力は 320°C から 450°C の間に 705 MPa から 647 MPa に低下している。即ち、機械特性という観点では、観察された高温側で亀裂進展が増加する傾向を説明することは困難と考えられる。

腐食挙動としては、高ニッケル基合金では温度の増加に伴い皮膜厚さも増加する傾向が報告されている⁽²²⁾。690 合金に対しては、一部の知見ではアレニウス型の温度依存性を示唆する知見もあるが⁽³⁴⁾、600 合金ほど明瞭な温度依存性は示されていない⁽³⁵⁾。これは、PWR1 次系の溶存水素条件では、温度の変化に伴い Ni の熱力学的な安定性が変化するため、腐食挙動についても影響が及ぶことが影響している可能性がある。アレニウス型の温度依存性を示す腐食挙動については、拡散障壁となる皮膜中の拡散が支配因子となると想定されるが、界面での溶解反応が支配因子となる場合は水の物性変化が大きく寄与することから単純な温度依存性を示さないものと考えられる。亀裂内部における溶解反応は複雑な過程を経て進行するが、腐食への温度の寄与は限定的であること⁽³⁵⁾を考慮すると、温度依存性を決定づける支配因子であるとは考え難い。

これまでの検討でも、TT690 合金の SCC および大気中クリープについては、粒界キャビティの生成が影響していることが示されてきた⁽¹²⁾。粒界キャビティの生成は、熱活性化過程である空孔や原子の拡散によって生じるため、高温側で生じやすくなる現象である。関連する拡散定数の活性化エネルギーとしては、格子拡散や粒界拡散などがあり、例えば、ニッケルの自己拡散としては 280 kJ/mol 程度の値が報告されている⁽³⁶⁾。また、Arioka らは 316 ステンレス鋼中でのニッケルの格子拡散について評価し、溶体化材では 251 kJ/mol、20%冷間加工材では 117 kJ/mol という値であることを報告している⁽³⁷⁾。粒界拡散としては、316 ステンレス鋼の粒界部におけるクロムの拡散速度として、151~234

kJ/mol 程度の値が報告されている⁽³⁸⁾。亀裂進展への影響を考えた場合、これらの拡散が更に応力や水素の影響を受けるため、複雑な現象を想定する必要がある。現時点で定量的な扱いは困難だが、クリープと SCC で類似の温度依存性を示すことから、TT690 合金実機相当材に対しては、粒界キャビティ生成が支配的な要因であると考えられる。

5. まとめ

PWR1 次系模擬環境下において、耐力腐食割れ (SCC) 性に優れた TT690 合金 (30%冷間加工、T-L、実機相当材) を用い、290°C から 360°C の温度範囲において最大約 3 万時間の亀裂進展試験を実施した。また、同材料を用いて 400°C から 475°C における高温大気中でのクリープ試験を行い、温度依存性について比較検討を行った結果、以下のことが明らかとなった。

- ・ PWR1 次系模擬環境下では、亀裂進展速度が遅く 290°C の温度条件では約 3 万時間の亀裂進展試験でも亀裂進展が認められなかった。
- ・ 320°C から 360°C の温度範囲では、亀裂進展速度にアレニウス型の温度依存性が確認され、平均亀裂進展速度の活性化エネルギーは 294 kJ/mol という高い値を示した。
- ・ 最大亀裂進展速度で評価すると活性化エネルギーは 55 kJ/mol と低い値を示し、データ評価方法による影響について注意を要することが示された。低い値を示した要因は、亀裂進展速度が遅く櫛葉状の破面を形成したことが影響したと考えられる。
- ・ 大気中クリープ試験での活性化エネルギーは 240 kJ/mol と評価された。この進展傾向は PWR1 次系模擬環境における亀裂進展の高温側外挿域に位置し、大気中クリープと PWR1 次系で高い類似性が認められた。これらの特徴から、TT690 合金実機相当材の亀裂進展に対しては、粒界キャビティ生成が支配的な要因であると考えられる。

謝辞

本研究を遂行するにあたり、(株)原子力安全システム研究所の高経年化研究グループ村上公治氏、黒崎登氏の多大な協力があつた。この場を借りて謝意を表します。

引用文献

- (1) IAEA-TECDOC-1668, “Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators”, International Atomic Energy Agency, (2011).
- (2) 寺地巧, 山田卓陽, 岡本マキエ, 有岡孝司, “TT690 合金の SCC に関する知見と今後の課題”, INSS JOURNAL, 25, pp.187–208, (2018).
- (3) K. Arioka, R.W. Staehle, T. Yamada, T. Miyamoto, T. Terachi, “Degradation of Alloy 690 After Relatively Short Times”, Corrosion, 72(10), pp.1252–1268, (2016).
- (4) S.M. Bruemmer, M.J. Olszta, N.R. Overman, M.B. Toloczko, “Microstructural Effects on Stress Corrosion Crack Growth in Cold-Worked Alloy 690 Tubing and Plate Materials”, NRC, ML13220A047, pp.1–4, (2010).
- (5) P. L. Andresen, M. M. Morra, A. Ahluwalia and J. Wilson, “SCC of Alloy 690 in High Temperature Water,” CORROSION 2010, paper No.10241, (2010).
- (6) U.S. NRC, “Expanded Materials Degradation Assessment Volume 2: Aging of Core Internals and Piping Systems”, NUREG/CR7153, Vol.2, (2014).
- (7) S. M. Bruemmer, M. J. Olszta, D. K. Schreiber and M. B. Toloczko, “Stress Corrosion Crack Initiation of Cold-Worked Alloy 600 and Alloy 690 in PWR Primary Water”, Technical milestone report: M2LW 1OR040423, PNNL-23712, September, (2014).
- (8) T. Moss, G. S. Was, “Factor of Improvement in Resistance of Stress Corrosion Crack Initiation of Alloy 690 over Alloy 600”, Proc. of 17th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Ottawa, Canada, August 9-13, (2015).
- (9) S.M. Bruemmer, M.J. Olszta and M.B. Toloczko. “Cold Rolling Effects on Grain Boundary Damage and Stress Corrosion Crack Growth in Alloy 690”, Proc. Fontevraud 7, 236, (2010).
- (10) K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto and T. Terachi, “Dependence of stress corrosion cracking of alloy 690 on temperature, cold work, and carbide precipitation—role of diffusion of vacancies at crack tips”, Corrosion, 67(3), (2011).
- (11) D.R. Tice, S.L. Medway, N. Platts and J.W. Stairmand, “Crack Growth Testing on Cold Worked Alloy 690 in Primary Water Environment”, Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Colorado US, (2011).
- (12) K. Arioka, “2014 WR Whitney Award Lecture: Change in bonding strength at grain boundaries before long-term SCC initiation”, Corrosion, 71(4), pp.403–419, (2015).
- (13) W. Bamford, A. Jenks, R. Janowiak and G. Stevens, “Technical Basis for ASME section XI Code Case for Stress Corrosion Crack Growth Rate Evaluations for Alloy 690 and Associated Welds”, Proc. of the 19th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, (2019).
- (14) EPRI, “Materials Reliability Program (MRP): Recommended Factors of Improvement for Evaluating Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) Growth Rates of Thick-Wall Alloy 690 Materials and Alloy 52, 152 and Variants Welds (MRP-386)”, EPRI, ID: 3002010756, (2017), [Publicly available version.]
- (15) 独立行政法人原子力安全基盤機構, “平成 17 年度 Ni 基合金応力腐食割れ (SCC) 進展評価技術調査 (定荷重試験) に関する報告書”, (2006) .
- (16) Electric Power Research Institute (EPRI), “Materials Reliability Program: Crack Growth Rates for Evaluating Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) of Alloy 600 Materials (MRP-55)”, EPRI, Palo Alto, CA, (2002), [Publicly available version.]
- (17) NRC, “Primary Water Stress Corrosion Cracking of High-Chromium Nickel-Base Welds”, NUREG/CR-7276, (2018).
- (18) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi, T. Miyamoto, “Dependence of Stress Corrosion Cracking for Cold-Worked Stainless Steel on Temperature and Potential, and Role of Diffusion of Vacancies at Crack Tips”, Corrosion, 64(9), pp.691–706, (2008).
- (19) D. Morton, “SCC Growth Rate Testing of Cold Worked Stainless Steel in Hydrogenated Deaerated Water”, Proc. of 17th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Aug. 9-13, Ottawa, Canada, (2015).
- (20) T. Terachi, T. Yamada, T. Miyamoto, K. Arioka, “SCC Growth Behaviors of Austenitic Stainless Steels in Simulated PWR Primary Water”, Journal of Nuclear Materials, 426(1), pp.59–70, (2012).
- (21) K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto, M. Aoki, “Intergranular Stress Corrosion Cracking Growth Behavior of

- Ni-Cr-Fe Alloys in Pressurized Water Reactor Primary Water”, *Corrosion*, 70(7), pp.695–707, (2014).
- (22) T. Terachi, T. Yamada, T. Miyamoto, Y. Yamaoka, K. Arioka, “Influence of Composition and Temperature on Oxide Film Formation for Fe-Cr-Ni Alloys in Simulated PWR Primary Water”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 62(3), pp.250–267, (2024).
- (23) Z. Shen, M. Meisnar, K. Arioka, S. Lozano-Perez, “Mechanistic Understanding of the Temperature Dependence of Crack Growth Rate in Alloy 600 and 316 Stainless Steel through High-Resolution Characterization”, *Acta Materialia*, 165, pp.73–86, (2019).
- (24) 福村卓也, 戸塚信夫, “実機模擬 690 合金の PWSCC き裂進展速度”, *INSS JOURNAL*, Vol. 21, pp.154-162, (2014).
- (25) P.L. Andresen, M.M. Morraand, K. Ahluwalia, “Effect of Deformation Temperature, Orientation and Carbides on SCC of Alloy 690”, *Proc. of 16th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors*. (2013).
- (26) K. Tsutsumi, H. Kanasaki, K. Yoshimoto et al., “SCC Growth Rate of Nickel Based Alloy 132 Weld Metal in PWR Primary Water”, *Proc. of 11th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors*, pp.1255–1265, (2003).
- (27) W.J. Mills, “Fracture Surface Morphology of Stress Corrosion Cracks in Nickel-Base Ewlds”, *Proc. of 12th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors*, pp. 669–682, (2005).
- (28) T. Yonezawa, M. Watanabe, A. Hashimoto, “The Effects of Metallurgical Factors on PWSCC Crack Growth Rates in TT Alloy 690 in Simulated PWR Primary Water”, *Metallurgical and Materials Transactions A*, 46, pp.2768–2780, (2015).
- (29) 米澤利夫, “TT690 合金の長期耐応力腐食割れ性に関する研究”, *まてりあ*, 59, pp.654–661, (2020).
- (30) 寺地巧, 宮本友樹, 福村卓也, 戸塚信夫, 山田卓陽, 有岡孝司, “690 合金の SCC 進展に及ぼす粒界キャビティの影響”, *INSS JOURNAL*, 22, pp.129–139, (2015).
- (31) K. Anoka, T. Yamada, T. Terachi, G. Chiba, “Cold Work and Temperature Dependence of Stress Corrosion Crack Growth of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated and Oxygenated High-Temperature Water”, *Corrosion*, 63(12), pp.1114–1123, (2007).
- (32) M.O. Speide, R. Magdowski, “Correlations of Laboratory and Field Stress Corrosion Results in the Power Generation Industry”, *CORROSION*, 99, No. 990401, NACE International, Houston, (1999).
- (33) ステンレス協会編, “ステンレス鋼便覧”, 日刊工業新聞社, (1995).
- (34) T. Terachi, N. Totsuka, T. Yamada, T. Miyamoto, K. Nakata, K. Takakura, “Temperature Dependence of Oxide Film Thickness of Ni-Based Alloy in Deaerated High-Temperature Water”, *NACE Corrosion2010*, No. 10227, (2010).
- (35) 笹岡孝裕, 山田卓陽, 有岡孝司, “TT690 合金の PWR1 次系模擬水中の腐食挙動への溶存水素濃度と温度の影響”, *INSS JOURNAL*, 28, pp.131–140, (2021).
- (36) V. Rothová, J. Buršík, M. Svoboda, J. Čermák, “Effect of Nickel Purity on Self-Diffusion Along High-Diffusivity Paths”, *Materials Science Forum*, Vol. 567, pp.245–248, (2008).
- (37) K. Arioka, Y. Iijima, T. Miyamoto, “Rapid Nickel Diffusion in Cold-Worked Type 316 Austenitic Steel at 360–500 C”, *International Journal of Materials Research*, 108(10), pp.791–797, (2017).
- (38) M. Mizouchi, Y. Yamazaki, Y. Iijima, K. Arioka, “Low Temperature Grain Boundary Diffusion of Chromium in SUS316 and 316L Stainless Steels”, *Materials Transactions*, 45(10), pp.2945–2950, (2004).

照射ステンレス鋼の粒界劣化機構に関する検討 —粒界破壊に及ぼす照射誘起偏析とキャビティ形成の影響—

A study on the mechanism of grain boundary degradation in irradiated stainless steels
- Effects of radiation-induced segregation and cavity formation on grain boundary fracture -

三浦 照光 (Terumitsu Miura) *1 山岡 祐樹 (Yuki Yamaoka) *1 村上 健太 (Kenta Murakami) *2

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *1 福谷 耕司 (Koji Fukuya) *1

要約 照射誘起応力腐食割れの発生要因の一つと考えられる照射に伴う粒界強度の低下について、粒界での照射誘起偏析とキャビティ形成の影響を検討した。様々な条件でイオン照射した SUS316 ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動を室温の超微小引張試験で調べた結果、Cr 欠乏や Ni, Si 濃化が生じる照射誘起偏析と直径 1 nm 程度の微細なキャビティの形成が重畳した場合、キャビティ形成のみに比べて粒界破壊が起こり易いことが分かった。この傾向は、先行研究で調べられた中性子照射ステンレス鋼と He イオン照射材の粒界部の引張破壊挙動の傾向と類似しており、照射誘起偏析とキャビティの形成の重畳がステンレス鋼の粒界強度を低下させる要因であることが示唆された。

キーワード ステンレス鋼, イオン照射, 照射誘起偏析, キャビティ, 超微小引張試験

Abstract The effects of radiation-induced grain boundary segregation and cavity formation on the reduction of grain boundary cohesive strength associated with irradiation, which is considered one of the factors causing irradiation-assisted stress corrosion cracking, was investigated. The tensile fracture behavior of grain boundary regions in SUS316 stainless steel subjected to ion irradiation under various conditions was examined by micro-tensile testing at room temperature. The results showed that when radiation-induced segregation, characterized by chromium depletion and nickel and silicon enrichment, and the formation of fine cavities approximately 1 nm in diameter overlapped, grain boundary fracture occurred more easily compared to the case with cavity formation alone. This tendency was similar to the trends observed in previous studies on neutron-irradiated and helium ion-irradiated stainless steel specimens. These findings suggest that the combination of radiation-induced segregation and cavity formation is a factor that reduces the grain boundary cohesive strength in stainless steels.

Keywords stainless steel, ion irradiation, radiation-induced segregation, cavity, micro-tensile testing

1. はじめに

照射誘起応力腐食割れ (irradiation assisted stress corrosion cracking, IASCC) は、中性子照射と高温水等の腐食環境に晒される金属材料に生じる粒界型の応力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) である。原子力発電所においては、炉内構造物として使用されるオーステナイト系ステンレス鋼 (以下、ステンレス鋼) に発生が認められており、沸騰水型軽水炉 (boiling water reactor, BWR) では制御棒ブレ

ードや炉心シュラウド、上部格子板等に発生事例があり、加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor, PWR) では、国内で発生事例はないが、海外でバップルフォーマボルト (baffle-former bolt, BFB) や初期の燃料被覆管 (開発初期の PWR で使用される。1970 年代以降はジルカロイ製が主流) に発生事例がある。ステンレス鋼は、非照射下の軽水炉環境では耐 SCC 性に優れた材料であるが、中性子照射下では IASCC を考慮した運用が必要になる。

国内の PWR では、PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン⁽¹⁾に策定された点検と取替による劣化管理の方法で

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 元 長岡技術科学大学 現 東京大学

BFBのIASCC損傷に対処している。BFBはバッフル板とフォーマ板を締結するボルトで、炉内で1,000本程度使用され、原子炉下部から上昇してくる冷却水を燃料領域に配分するための冷却水流路を担うバッフル構造を構成するためのものである。このガイドラインでは、IASCC発生しきい線（IASCCが発生するしきい応力と照射量の関係）とボルトにかかる応力を比較することでIASCCによるボルトの損傷（寿命）を予測し、ボルトの損傷本数が全数の20%を超えない時期に点検時期を設定することと、点検により20%以上の損傷が認められた際には取替により損傷本数が全数の20%未満となるように維持することを定めている。なお、IASCC発生しきい線については、2000年から2008年にかけて行われた旧原子力安全基盤機構（JNES）の「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術」事業²⁾で取得された試験データを基に、当時のIASCCについての理解を踏まえて策定されたものである。また、ボルトの損傷本数が全数の70%に達しても、バッフル構造の各縦列に2本以上のボルトが健全であれば、冷却水流路の形成や炉心の支持等の機能が維持される評価となっており、全数の20%を基準とする劣化管理は安全裕度が十分に考慮された内容となっている。加えて、一部の比較的古いPWRでは、予防保全の観点からBFBの全数取替やBFBを含む炉内構造物の一体取替（core internal replacement, CIR）が行われるとともに、IASCCを抑制するためのボルトにかかる応力や温度を低減させる設計変更が行われている。

国内PWRのBFBについては安全裕度が十分に考慮された劣化管理が執られているが、IASCC対策の根幹となるものは事象の理解と発生条件に関する試験や解析のデータ、および国内外での運転経験（破損事例）であり、試験データの拡充や最新知見を適時反映していくことがより信頼性の高い劣化管理（寿命予測）のためには必要である。特に国内PWRではこれまでIASCCの発生が確認されていないこともあり、BFBの寿命予測が実態から過度に保守側になっている可能性もある。当該ガイドラインにおいても関連知見の拡充や解析手法の高度化があった場合等に必要に応じて見直しが検討されており、海外での運転経験や発生機構に関する最新知見が取り込まれた第4版が昨年3月に上梓されている。しかし、照射材を扱う試験では材料の確保と試験費用の両面から制約が多く、データ拡充を行うことは容易ではない。より信頼性の高い、合理的な劣化管理へと高度化していくためには、海外試験データの参照やイオン照射も活用した基礎研究の拡充に依るところが大きい。また、現行の応力ベースの劣化管理と合わせて、対策材の開発や水質管理の面からの検討も並行

して進めることで、劣化管理をより安全なものにすることが期待できる。これらを行うには、発生機構等のIASCCについての理解を深めることが重要になる。

IASCCは、SCCの3要因である材料、環境、応力の各要因に中性子照射の影響が加わる複合的な事象である。照射した材料を非照射下で試験してもSCCの発生を確認できることから、材料への照射影響がIASCCを誘起する要因として最も重要と考えられている。中性子照射を受けたステンレス鋼では、転位ループやキャビティ、析出物等の照射欠陥が形成するとともに、粒界等で鉄（Fe）やクロム（Cr）やモリブデン（Mo）の濃度が減少し、ニッケル（Ni）とシリコン（Si）の濃度が増加する溶質元素の偏析や、燐（P）や硫黄（S）等の不純物元素が集積する偏析が起こる³⁾。さらに、核変換反応により水素（H）やヘリウム（He）も生成される。これらのマイクロ組織と組成の変化により、機械的性質等の材料特性が変化し、硬化（降伏応力の上昇と伸びの低下）や破壊靱性の低下、高温水中での一様腐食や粒界近傍での局部腐食の加速⁴⁾等が認められるようになる。

IASCCの発生には、照射硬化に伴って照射材特有の転位チャンネルの形成を伴う塑性変形挙動に変化することで、粒界に高い局所応力が生じるようになることと⁵⁾、照射と腐食に伴う粒界のマイクロ組織と組成の変化によって粒界の強度が低下することが密接に関係すると考えられる。図1は、IASCCの発生に関係するマイクロ組織と組成の変化を示したものである。結晶粒界では、前述した照射誘起偏析に加え、空孔集合体であるキャビティが粒界面上に形成される場合がある。また、核変換反応により生成されたHやHeが粒界に偏析する可能性もある。Heについて

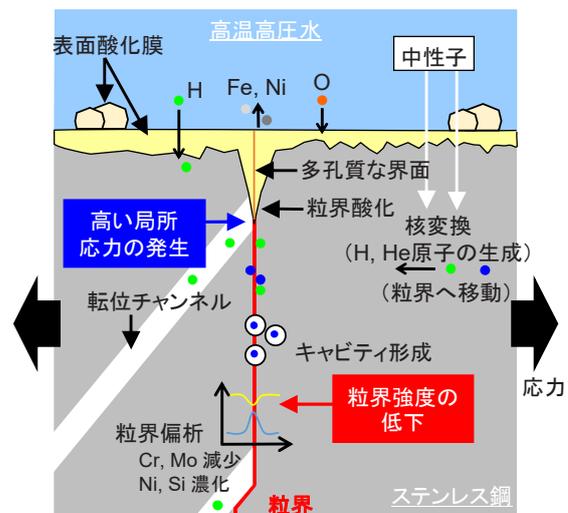


図1 IASCCの発生に関するステンレス鋼のマイクロ組織と組成の変化

てはキャビティに取り込まれ、その形成を安定化させる働きもあるとされている。表面近傍では粒界に沿って優先的な酸化の進行が生ずるが、この原因は照射誘起偏析によって粒界から Cr が減少することが原因と考えられている。図 1 に示した変化のうち、粒界でのキャビティ形成と酸化は粒界部の破壊強度を低下させることを、多結晶材料中の個別粒界を引張試験することが可能である超微小引張試験法を用いて明らかにしている⁽⁶⁻⁸⁾。

図 2 は、粒界キャビティの形成と粒界破壊の関係を示したもので、SUS316 ステンレス鋼の中性子照射材と He イオン照射材のランダム粒界を対象に実施した超微小引張試験の結果^(7,9)を引用したものである。粒界に形成したキャビティの面密度が増加するにつれて、試験片の粒界破面率（試験片の初期断面積に対する粒界破面の面積率）が増加する傾向にあり、粒界キャビティの形成が粒界破壊を起こす要因であることが示される。なお、キャビティの直径は、中性子照射材と He イオン照射材ともに 1 nm 程度である。一方、粒界キャビティの面密度に対する粒界破面率の傾向は、中性子照射材と He イオン照射材で異なり、中性子照射材では He イオン照射材の 1/10 の面密度で同等の粒界破面率に達している。この差は、中性子照射材には He イオン照射材にはない別の粒界破壊を促進する要因が存在することを示唆する。この先行研究での He イオン照射は室温で行われており、照射誘起偏析については He イオン照射材ではほとんど生じていない可能性があることから、粒界キャビティの形成と照射誘起偏析が重畳することで、中性子照射材では He イオン照射材に比べて粒界破壊が起こり易くなった可能性がある。そこで本研究では、イオン照射により SUS316 ステンレス鋼の粒界にキャビティ形成と照射誘起偏析を重畳させ、その粒界部の引張破壊挙動を超微小引張試験で調べた。

2. 方法

2.1 供試材

供試材は SUS316 ステンレス鋼のチューブ材であり、先行研究^(7,9)で用いられた材料と同じものである。冷間引抜により 15%相当の加工を加えており、平均粒径は 30 μm である。化学組成を表 1 に示す。寸法 9×3×1 mm³ の短冊

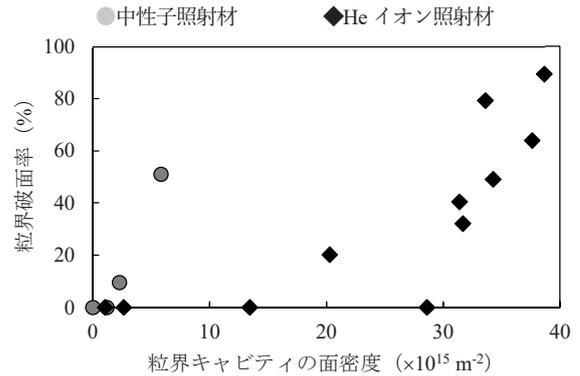


図 2 粒界部の超微小引張試験における粒界破面率と粒界キャビティ面密度の関係

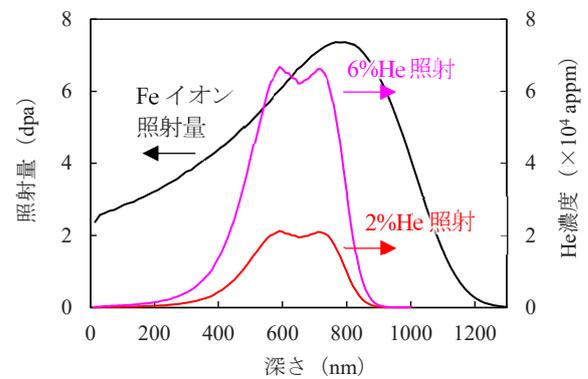


図 3 Fe イオンによる照射量と He 注入濃度の深さ方向分布

形状の試料を放電加工により 4 個作製し、イオン照射試験に供するため、試料表面に湿式機械研磨およびコロイダルシリカ（ストルアス社製 OP-U 懸濁液）による鏡面研磨を施した。

まず、粒界に照射誘起偏析を生じさせるため、東京大学重照射研究設備のタンデロン加速器を用いて、2.8 MeV の Fe²⁺ イオンを 2 個の試料に対して、それぞれ 450°C と 500°C で照射した。なお、本研究では照射誘起偏析を促進するため、比較的高温で照射を行った。450°C および 500°C で Fe イオン照射した試料をそれぞれ 450Fe 試料と 500Fe 試料とする。損傷計算コード SRIM2013⁽¹⁰⁾を用いて計算した Fe イオンの照射量（損傷量）の深さ方向分布を図 3 に示す。なお、組成は Fe-17.3Cr-12.5Ni (wt%) とし、原子の弾き出しが生じるしきいエネルギーを 40 eV とし計算

表 1 供試材の化学組成 (wt%)

| C | Si | Mn | P | S | Ni | Cr | Mo | Fe |
|-------|------|------|-------|-------|-------|-------|------|---------|
| 0.023 | 0.44 | 1.67 | 0.022 | 0.009 | 12.51 | 17.31 | 2.05 | balance |

した。Fe イオンの照射速度と照射量は、表面から深さ 1 μm までの平均値でそれぞれ $3.6 \times 10^4 \text{ dpa/s}$ と 5 dpa である。

続いて、粒界にキャビティを形成させるため、Fe イオン照射済みの試料 2 個と未照射の試料 2 個に He イオンを照射した。先行研究⁷⁾と同様に He イオン照射は室温で行い、形成されるキャビティが直径 1 nm 程度の微細なものになるようにした。また、注入する He の目標濃度は 2at% (20,000 appm) と 6at% (60,000 appm) の 2 条件とした。2at%He の照射は、長岡技術科学大学の静電加速器を用いて、450Fe 試料と未照射の試料 1 個について行った。注入される He 濃度の深さ方向分布が比較的平坦になるように、まず 320 keV の He⁺イオンを照射し、その後 220 keV の He⁺イオンを照射した。SRIM2013 を用いて計算した He 濃度の深さ分布を、図 3 に合わせて示す。深さ 500~800 nm における He 濃度が SRIM 計算値で平均 2at%となるように、220 keV He⁺イオンのフルエンスは $2.5 \times 10^{16} \text{ ions/cm}^2$ 、320 keV He⁺イオンのフルエンスは $3.7 \times 10^{16} \text{ ions/cm}^2$ とした。なお、He イオンによる照射量は深さ 500~800 nm における SRIM 計算値で平均 0.8 dpa である。

6at%He の照射は、量子科学技術研究開発機構 高崎量子応用研究所の低エネルギーイオン照射装置を用いて、500Fe 試料と未照射の試料 1 個について行った。2at%He の照射と同様に、220 keV He⁺イオンと 320 keV He⁺イオンを照射したが、先に 220 keV He⁺イオンの照射から行っている。深さ 500~800 nm における He 濃度が SRIM 計算値で平均 6at%となるように、220 keV He⁺イオンのフルエンスは $7.9 \times 10^{16} \text{ ions/cm}^2$ 、320 keV He⁺イオンのフルエンスは $1.2 \times 10^{17} \text{ ions/cm}^2$ とした。なお、He イオンによる照射量は深さ 500~800 nm における SRIM 計算値で平均 2.7 dpa である。

表 2 にイオン照射試験のマトリクスを示す。本研究では、各照射試料の ID を 450Fe-2%He、2%He、500Fe、500Fe-6%He、および 6%He とした。なお、500Fe 試料は 6at%He 照射を行う前の試料であり、後述の分析用の薄膜試料を作製する際に用いたものである。

2.2 粒界の組成分析とミクロ組織観察

粒界での照射誘起偏析およびキャビティ形成の状況を定量評価するため、イオン照射後の各試料から粒界を含む薄膜試料を集束イオン/電子ビーム加工観察装置 (focused ion beam and scanning electron microscope system, FIB-SEM; 日立ハイテクノロジーズ製 NB5000) を用いて作製し、電子顕微鏡分析に供した。また、薄膜試料には精密イオン研磨装置 (Gatan 製 PIPS 691) を用いて 0.5~2 kV

表 2 イオン照射試験のマトリクス

| 試料 ID | Fe イオン照射 | He イオン照射 |
|------------|---------------------------|--|
| 450Fe-2%He | 温度 : 450°C 照射量 : 5 dpa | 温度 : 室温 He 濃度 : 2at% 照射量 : 0.8 dpa |
| 2%He | なし | 温度 : 室温 He 濃度 : 2at% 照射量 : 0.8 dpa |
| 500Fe | 温度 : 500°C 照射量 : 5 dpa | なし |
| 500Fe-6%He | 温度 : 500°C 照射量 : 5 dpa | 温度 : 室温 He 濃度 : 6at% 照射量 : 2.7 dpa |
| 6%He | なし | 温度 : 室温 He 濃度 : 6at% 照射量 : 2.7 dpa |

*Fe イオンの照射量は表面から 1 μm 深さまでの平均値、He イオンの濃度と照射量は 500~800 nm 深さの平均値。

の Ar イオンビームによるイオン研磨を施し、FIB 加工時に導入される損傷を除去するとともに、電子顕微鏡分析に適した試料厚さとなるように調整した。なお、薄膜試料に含まれる粒界には、試料表面に対して電子後方散乱回折 (electron backscatter diffraction, EBSD) 測定を実施してランダム粒界を選定した。

照射誘起偏析の定量評価は、450Fe-2%He 試料と 2%He 試料、および 500Fe 試料から作製した薄膜試料について、走査透過電子顕微鏡 (scanning transmission electron microscope, STEM; 日立ハイテクノロジーズ製 HD-2700) とエネルギー分散型 X 線分析装置 (energy dispersive X-ray spectroscopy, EDS; AMETEK 製 Elite-T) を用いて実施した。また、未照射での粒界組成を把握するため、2%He 試料の未照射領域からも薄膜試料を作製した。照射試料については深さ方向に照射量の分布があるため、測定は深さ 500 nm と 800 nm の粒界について行った。

EDS 測定の条件は以下のとおりとした。まず、粒界面が入射電子ビーム (観察方向) と平行になるように薄膜試料を傾斜させた。次に、粒界から垂直方向に $\pm 50 \text{ nm}$ の範囲を 1 nm 間隔で測定を行い (線分析)、各測定点での特性 X 線のスペクトルを取得し、粒界近傍の元素濃度の分布を調べた。なお、測定中は 10 秒ごとに視野を確認し、位置ずれ (ドリフト) が 0.5 nm 以下となるように測定位置を自動補正した。測定結果については、粒界から 20 nm 以上離れた測定点における各元素の濃度の平均値を求め、これをバルク組成とし、この値が表 1 に示す化学組成と同等となるように k 因子を補正した。補正方法の詳細については参考文献に示す⁽¹¹⁾。

キャビティ形成の定量評価は、450Fe-2%He 試料, 2%He 試料, 500Fe-6%He 試料, および 6%He 試料から作製した薄膜試料について、透過電子顕微鏡 (transmission electron microscope, TEM; 日立製作所製 HF-3000) を用いて実施した。粒界近傍のマイクロ組織を観察し、粒界に形成したキャビティの直径と密度を調べた。なお、粒内にも転位ループ等の照射欠陥が形成されているが、本研究では粒界に形成したキャビティに着目し、観察と形成量の評価を行った。

2.3 超微小引張試験

450Fe-2%He 試料, 2%He 試料, 500Fe-6%He 試料, および 6%He 試料について、図 4 に示す形状のランダム粒界を 1 個含む超微小引張試験片を FIB 加工により 1 本ずつ作製した。超微小引張試験片の寸法は $8 \times 4 \times 2 \mu\text{m}^3$ である。前述のマイクロ組織観察により、粒界キャビティの形成が多

く認められた領域 (例: 450Fe-2%He における深さ 500~800 nm の範囲) の粒界面が試験片の中央に位置し、かつ引張軸に対して垂直となるように配した。そのため、FIB-SEM の蒸着機構を用いてタングステン蒸着により試験片

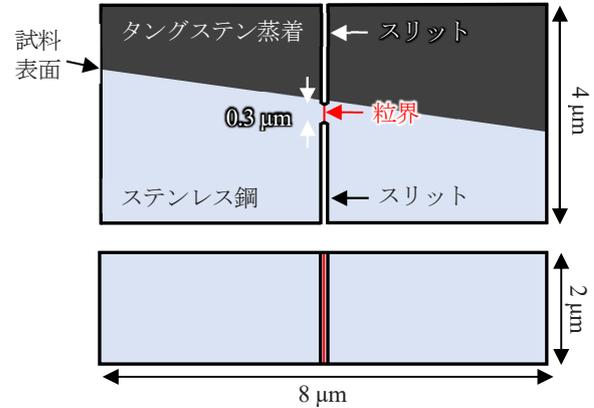
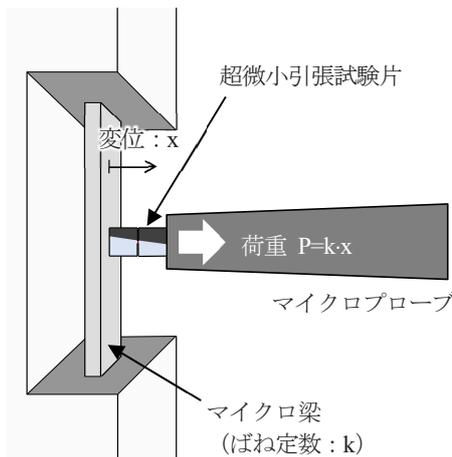
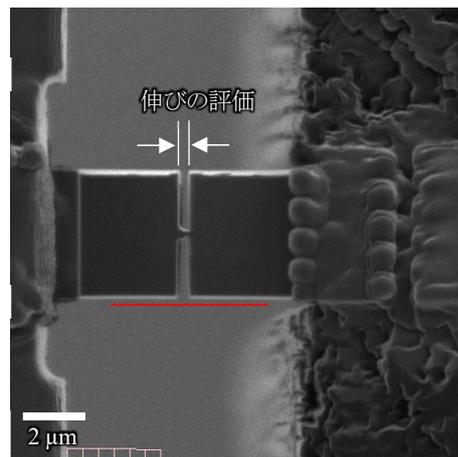


図 4 超微小引張試験片の形状

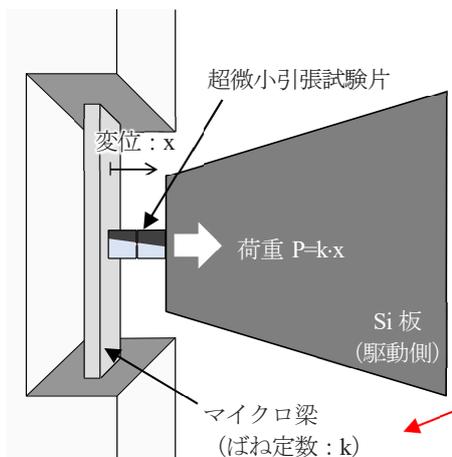


超微小引張試験の概略図

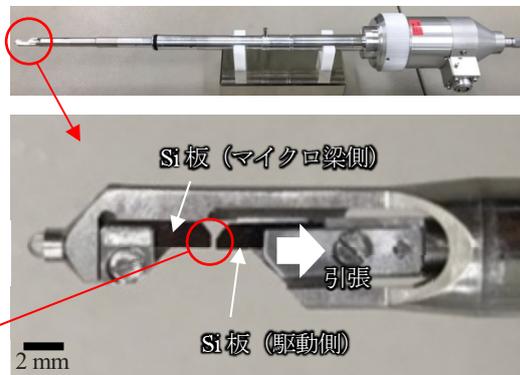
(a) マイクロプローブを用いた従来手法



試験部の走査イオン顕微鏡像



超微小引張試験の概略図



引張試験用試料ホルダー

(b) 引張試験用試料ホルダーを用いた手法

図 5 超微小引張試験の概略図

の一部を形成している。また、試験片の両側面から粒界に沿ってスリットを FIB 加工で導入し、スリット間の断面積 $0.3 \times 2 \mu\text{m}^2$ の試験部に応力が集中するようにした。

超微小引張試験は、FIB-SEM 装置内の真空かつ室温環境下で実施した。本研究では図 5 に示す 2 つの方法で試験を実施した。1 つは従来実施している、FIB-SEM 装置に備わる 3 軸方向に移動可能なマイクロプローブを手動操作して行う引張試験であり、500Fe-6%He 試料および 6%He 試料について適用した。試験方法の詳細については参考文献⁶⁾に示す。もう一つは、ピエゾ駆動式の引張試験用試料ホルダー（三友製作所製）を用いて電子制御によって引張試験を行う方法であり、450Fe-2%He 試料および 2%He 試料について適用した。引張試験用試料ホルダーを用いた試験方法の詳細について以下に説明する。なお、荷重機構以外の試験手順は同一であり、試験方法間で結果に有意な差は認められない。

引張試験用試料ホルダーは、マイクロメーターによる X 軸方向（引張軸方向）に 3 mm の粗動域とピエゾ駆動による X 軸方向 $\pm 30 \mu\text{m}$ および Y, Z 軸方向 $\pm 15 \mu\text{m}$ の微動域を有し、電子制御による微小機械試験が可能である。まず、試験片の左端をマイクロ梁の中央位置にタングステン蒸着で固定した。マイクロ梁は Si 単結晶板に FIB 加工で作製した寸法 $225 \times 7 \times 7 \mu\text{m}^3$ の両端固定梁で、バネ定数は超微小硬さ試験機（エリオニクス製 ENT-2100）を用いて 540 N/m と決定している。なお、マイクロプローブによる引張試験ではバネ定数 600 N/m のマイクロ梁を使用した。次に、試験片の右端を試料ホルダーの駆動側 Si 板に FIB 加工で作製した凹部に引っ掛ける、あるいはタングステン蒸着で固定し、20 nm/s の速度で駆動側 Si 板を図 5(b) の右方向へ動かし、試験片が破断するまで引張試験を実施した。引張中の試験片の走査電子顕微鏡（scanning electron microscope, SEM）像を、 640×480 ピクセル（ $15.84 \times 11.88 \mu\text{m}$ ）の解像度で毎秒 20 コマの速度で録画し、試験片の形状変

化とマイクロ梁の変位を記録した。試験片にかかる荷重は、マイクロ梁の変位とバネ定数から線形弾性論に基づいて計算した。なお、本試験における SEM 像の空間分解能は 25 nm であり、マイクロ梁の変位から算出される荷重の分解能は 13 μN （540 N/m \times 25 nm）である。試験後、破面を SEM（Carl Zeiss 製 ULTRA55 および日立ハイテクノロジー製 SU-70）で観察し、さらに試験片を FIB 加工により薄膜化して断面を TEM で観察して破壊挙動を調べた。

3. 結果

3.1 粒界の組成分析とミクロ組織観察

3.1.1 粒界偏析

未照射試料、450Fe-2%He 試料、2%He 試料、および 500Fe 試料の粒界近傍における Fe, Cr, Ni, Mn, Si, Mo, P の濃度分布を図 6 に示す。なお、薄膜試料の厚さは、試料を STEM で傾斜観察した際の粒界部のコントラストの変化から評価しており、イオン研磨により約 30 nm に調整した。未照射試料では、粒界近傍で Cr と Mo の濃化、Fe と Ni の欠乏が認められた。ステンレス鋼では加工熱処理条件により Cr や Mo が粒界で濃化している場合があり^(3,12)、製造工程の熱処理に伴う初期偏析と考えられる。450Fe-2%He 試料と 500Fe 試料では、粒界近傍で Fe と Cr の欠乏および Ni と Si の濃化が認められ、照射誘起偏析による粒界組成の変化が確認された。また、未照射試料で認められた Mo の初期偏析も解消しており、Mn についても粒界で若干の欠乏が認められた。一方、2%He 試料では、未照射試料と同様の粒界近傍で Cr と Mo の濃化が認められた。室温かつ比較的高い照射速度で行った He イオン照射では、粒界に有意な照射誘起偏析は生じていないことが確認された。450Fe-2%He 試料と 500Fe-6%He 試料では Fe イオン照射

表 3 STEM-EDS 測定による粒界組成と粒界偏析量の評価結果

| 試料 ID | 深さ (nm) | 粒界組成 (wt%) | | | | | | | 偏析量 (wt%) | | | | | | |
|------------|---------|------------|------|------|-------|-------|------|-------|-----------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| | | Si | Mn | P | Ni | Cr | Mo | Fe | Si | Mn | P | Ni | Cr | Mo | Fe |
| 未照射 | — | 0.43 | 1.77 | 0.13 | 10.65 | 20.14 | 6.48 | 60.40 | -0.01 | 0.10 | 0.12 | -1.86 | 2.82 | 4.43 | -5.61 |
| 450Fe-2%He | 500 | 0.97 | 0.80 | 0.05 | 17.59 | 14.63 | 1.85 | 64.12 | 0.53 | -0.87 | 0.04 | 5.08 | -2.69 | -0.20 | -1.89 |
| | 800 | 1.52 | 0.90 | 0.70 | 20.02 | 14.35 | 1.41 | 61.09 | 1.07 | -0.77 | 0.68 | 7.49 | -2.95 | -0.63 | -4.90 |
| 2%He | 500 | 0.47 | 1.46 | 0.00 | 12.01 | 19.71 | 3.96 | 62.39 | 0.03 | -0.21 | 0.00 | -0.49 | 2.38 | 1.91 | -3.63 |
| | 800 | 0.46 | 1.61 | 0.15 | 11.55 | 19.55 | 6.36 | 60.32 | 0.02 | -0.06 | 0.15 | -0.96 | 2.22 | 4.31 | -5.68 |
| 500Fe | 500 | 2.71 | 0.56 | 0.24 | 29.60 | 8.35 | 1.35 | 57.19 | 2.27 | -1.11 | 0.22 | 17.10 | -8.97 | -0.70 | -8.81 |
| | 800 | 2.81 | 0.34 | 0.00 | 27.23 | 9.71 | 0.88 | 60.03 | 2.37 | -1.33 | -0.01 | 14.72 | -8.60 | -1.17 | -5.98 |

後に He イオンを照射しているが、後段の He イオン照射は前段の Fe イオン照射による粒界偏析を大きく加速することはないと推察される。

深さ 800 nm 位置で測定した粒界近傍の元素濃度分布も、深さ 500 nm 位置で測定した結果と同様のものであった。各試料の粒界位置での組成とバルク組成との差分で定義

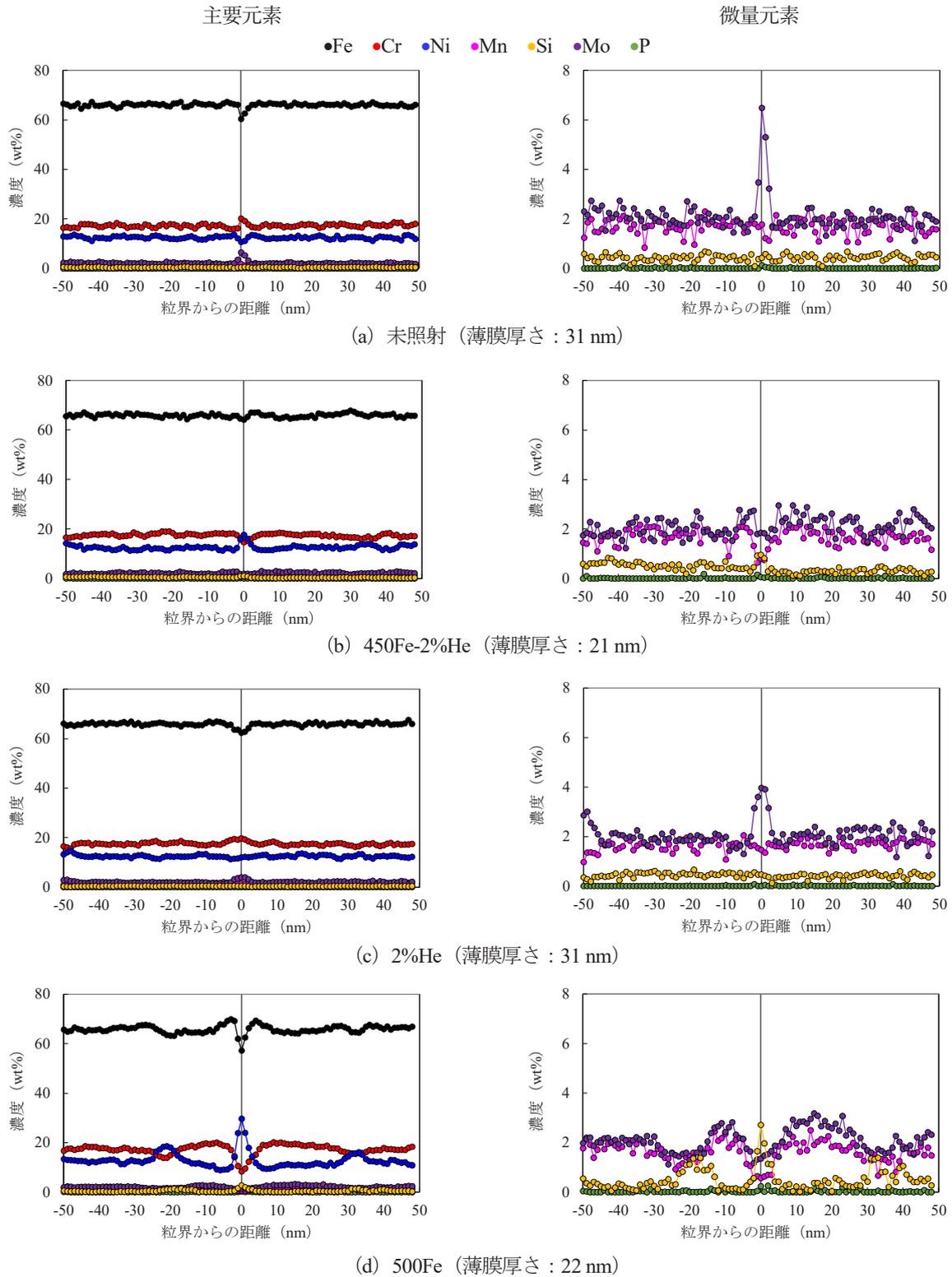


図6 粒界近傍の元素濃度分布

照射試料については深さ 500 nm 位置での測定結果。薄膜厚さは測定位置での評価値。

した偏析量を表3に示す。照射試料については、深さ500 nm位置と深さ800 nm位置で粒界組成に若干の違いが認められたが、いずれの深さで一貫して偏析が進んでいる傾向は認められなかった。また、Fe以外の元素については、深さによる濃度は ± 1 wt%程度の範囲内であり、深さ500 nm位置と深さ800 nm位置での粒界組成の差はばらつきの範囲と考えられた。また、Pについては、粒界偏析が認められる場合と認められない場合の両方が確認されており、ばらつきが大きい元素である。Feイオンの照射量は

深さ500 nmと800 nmでそれぞれ5 dpaと7 dpaであり、5 dpa以上では照射誘起偏析による粒界組成の変化に大きな差はないと考えられる。Feイオン照射による粒界偏析量は、450°C照射ではFe:-2~5%, Cr:-3%, Ni:5~7%, Si:1%であり、500°C照射ではFe:-6~9%, Cr:-9%, Ni:15~17%, Si:2%であった。

3.1.2 粒界キャビティの形成

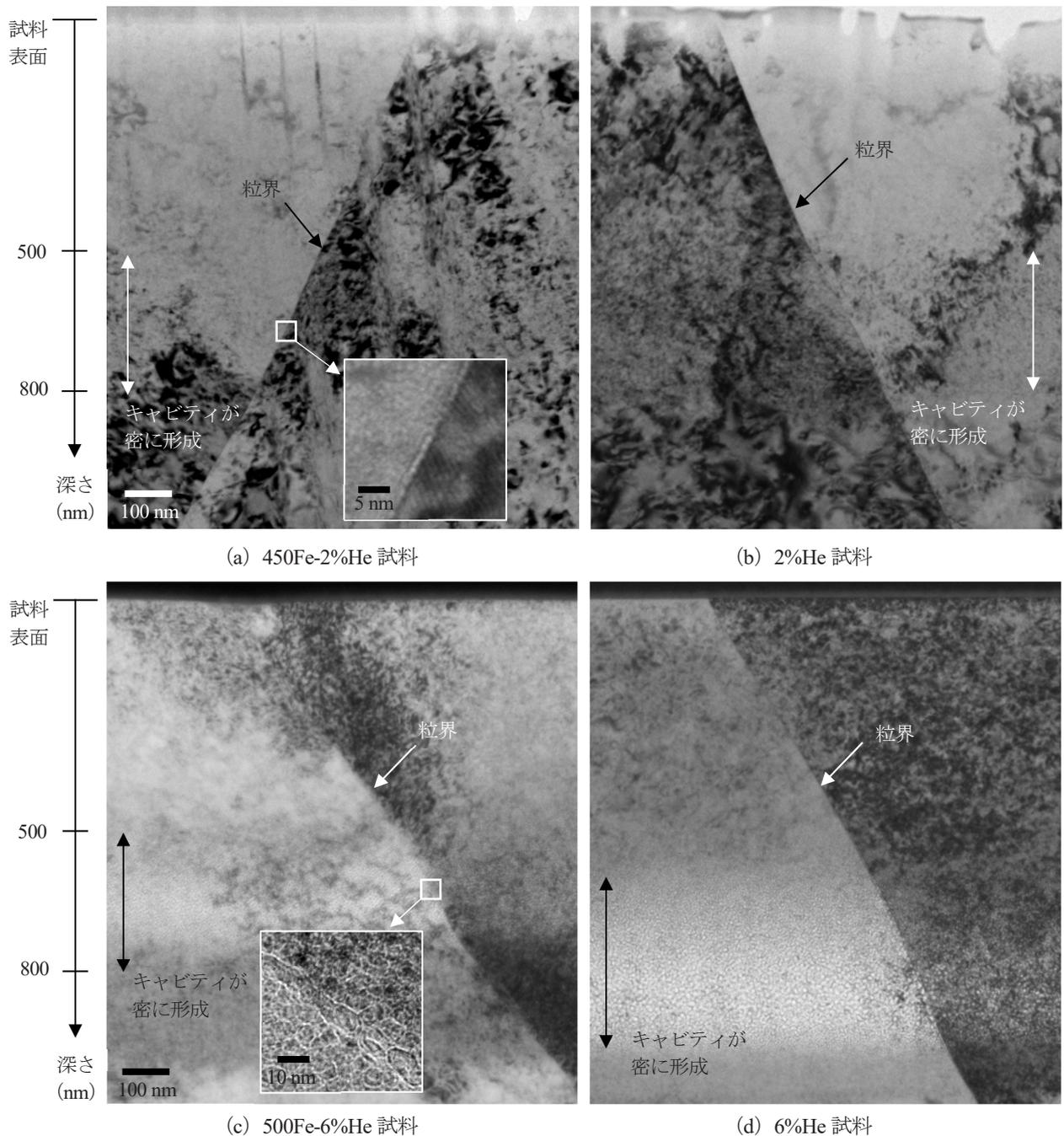


図7 イオン照射後の粒界近傍の断面マイクロ組織

450Fe-2%He 試料, 2%He 試料, 500Fe-6%He 試料, および 6%He 試料の粒界近傍の断面マイクロ組織を図 7 に示す. なお, 粒界面を紙面垂直に立てた状態にてアンダーフォーカス条件で撮影した明視野像である. 450Fe-2%He 試料, 2%He 試料, および 500Fe-6%He 試料では深さ 500~800 nm の範囲に, 6%He 試料では深さ 650~900 nm の範囲にキャビティが密に形成していることが確認された.

450Fe-2%He 試料と 2%He 試料では, 母相と粒界に直径 1 nm 程度の微細なキャビティの形成が認められた. 深さ 500~800 nm における粒界キャビティの面密度 (粒界の単位面積あたりのキャビティの数で定義) は, 450Fe-2%He 試料が平均 $4.6 \times 10^{15} \text{ m}^{-2}$ であり, 2%He 試料では平均 $3.0 \times 10^{15} \text{ m}^{-2}$ であった. 一方, 500Fe-6%He 試料と 6%He 試料では, 母相と粒界に直径 1~10 nm のキャビティの形成が認められた. 先行研究⁷⁾では 6at%He の照射を行っても直径 1 nm の微細なキャビティしか形成されなかったが, 本研究では先行研究の He イオン照射 (加速エネルギーは 75 keV と 190 keV で実施) に比べて高い加速エネルギーを採用しており, その影響で 6at%He の照射材でキャビティが大きく成長したと推測された. キャビティの直径が異なると, 先行研究^{7,9)}や 2at%He 照射材との直接比較が難しいことから, 本研究では 500Fe-6%He 試料と 6%He 試料については粒界キャビティの面密度は評価していない.

3.2 超微小引張試験

450Fe-2%He 試料の超微小引張試験の SEM 像を図 8 に示す. 変位 $2.7 \mu\text{m}$ (荷重 $1,450 \mu\text{N}$) に達した段階で試験片が破断し, 破断時の荷重を試験部の断面積 $0.65 \mu\text{m}^2$ で除して求めた公称応力は $2,220 \text{ MPa}$ であった. また, 図 5(a) に示した伸びの評価位置で評価した試験部の伸びは 5% であった. 試験片の破断時の荷重と公称応力, および伸びを他の試験片と合わせて表 4 に示す. 500Fe-6%He 試料および 6%He 試料では, 破断時の応力は 450Fe-2%He 試料および 2%He 試料の約 1/3 であり, 伸びも認められなかった. なお, 試験部の長さが SEM 像や走査イオン顕微鏡 (scanning ion microscope, SIM) 像で 15 ピクセル前後であるため, 伸びの空間分解能 (1 ピクセルの変化に相当する伸び) は 5~6% である.

各試料のマクロ梁側の試験片破面の SEM 像を図 9 に示す. 450Fe-2%He 試料および 2%He 試料では, 試験部は細く絞られており, 破面は延性破壊の様相を呈していたが, 450Fe-2%He 試料では破面の一部に比較的平坦な部分が認められた. 500Fe-6%He 試料および 6%He 試料では, 試験部に絞られた形跡はほとんど認められず, 破面はほぼ全面

が平坦であった. これらの試験片は, 粒界に沿って脆性的に破断したと推察された. また, 破面には $\sim 10 \text{ nm}$ 程度の微細な凹凸が認められ, 粒界に形成したキャビティと推測された. 6%He 試料の破面では, 微細な凹凸が認められた箇所の一部で剥がれたような形跡も認められ, 粒界のキャビティ間が伸びて延性的に破壊した跡と考えられた. 破面に認められた延性的に破壊した跡が破面断面積に占める面積率は 1% 以下であった.

450Fe-2%He 試料と 500Fe-6%He 試料, および 6%He 試料について, 試験片を FIB 加工で薄膜化し, 断面のマイクロ組織を TEM 観察した. なお, 450Fe-2%He 試料については, 破面に認められた比較的平坦な部分の断面を観察できるように試験片を薄膜化した. 450Fe-2%He 試料と 500Fe-6%He 試料の断面マイクロ組織を図 10 に示す. なお, ミク

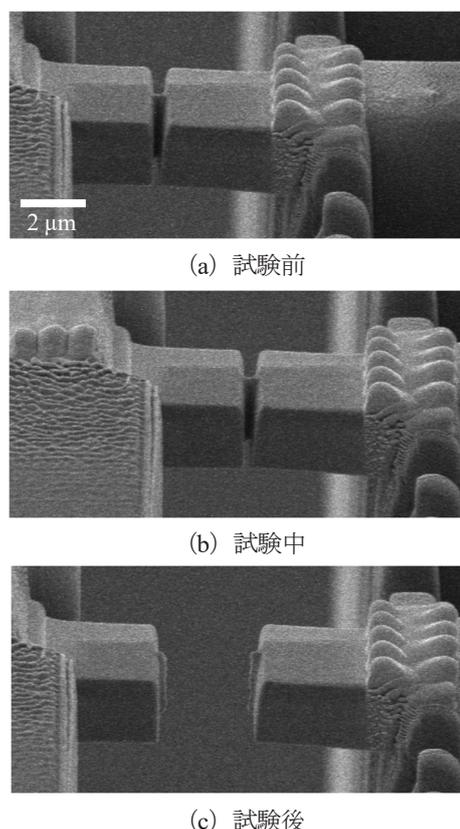


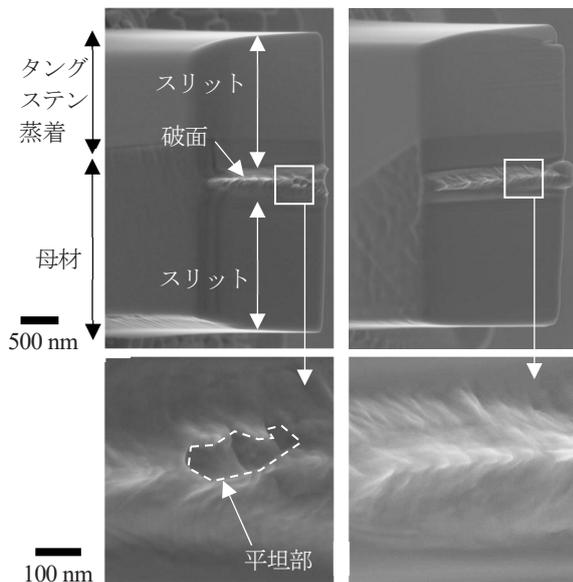
図 8 超微小引張試験時の SEM 像 (450Fe-2%He 試料)

表 4 粒界部の引張破壊特性

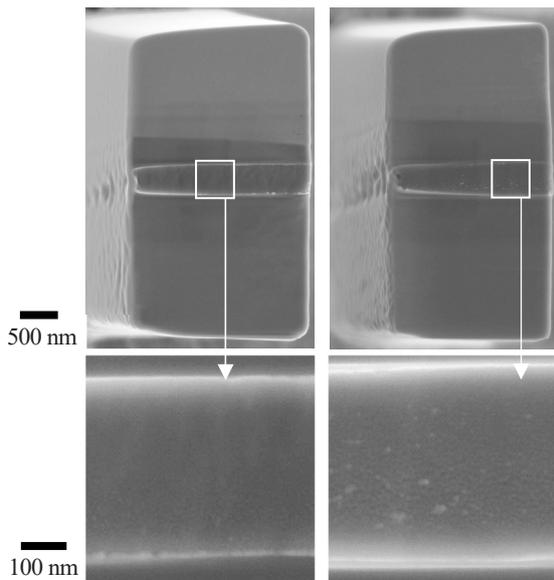
| 試料 ID | 破断時の荷重 (μN) | 破断時の応力 (MPa) | 伸び (%) |
|------------|--------------------------|--------------|--------|
| 450Fe-2%He | 1,450 | 2,220 | 6 |
| 2%He | 1,370 | 1,930 | 5 |
| 500Fe-6%He | 610 | 730 | N.D. |
| 6%He | 490 | 630 | N.D. |

N.D.: 伸びの分解能 (5~6%) 未満

ロ組織の上下方向の位置関係は、図9に示した破面と同じである。試験片破面に認められた平坦部が粒界面ではないとすると、試験片断面に粒界が確認されるはずである。そこで、断面マイクロ組織を詳細に観察するとともに、電子ビームを一点に絞って各位置の回折図形を撮影し、粒界を示す回折図形の不連続な変化の有無を調べた結果、両試験片ともに粒界は認められなかった。試験片破面に認められた平坦部は粒界に相当することが確認された。6%He 試料の破面についても 500Fe-6%He 試料と同様に、破面が粒界で破壊した跡であることを確認した。粒界破面と確認された破面平坦部の断面積を試験前の試験部断面積で除して評



(a) 450Fe-2%He 試料 (b) 2%He 試料



(c) 500Fe-6%He 試料 (d) 6%He 試料

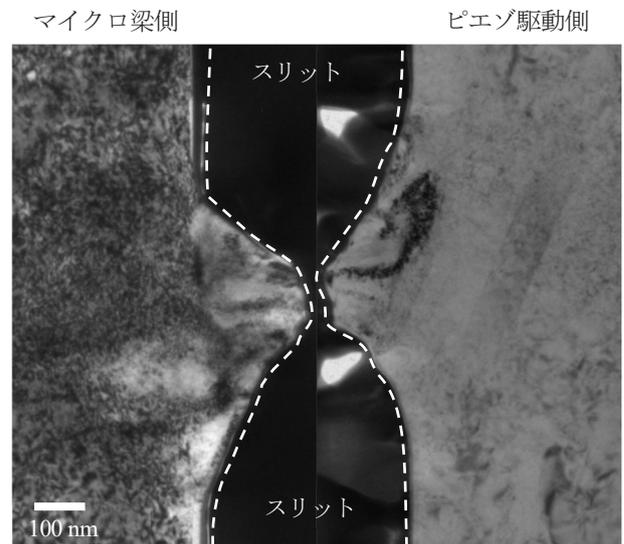
図9 超微小引張試験片の破面のSEM像 (マイクロ梁側)

価した試験片の粒界破面率は、450Fe-2%He 試料が 3%、500Fe-6%He 試料が 100%、6%He 試料が 99%であった。

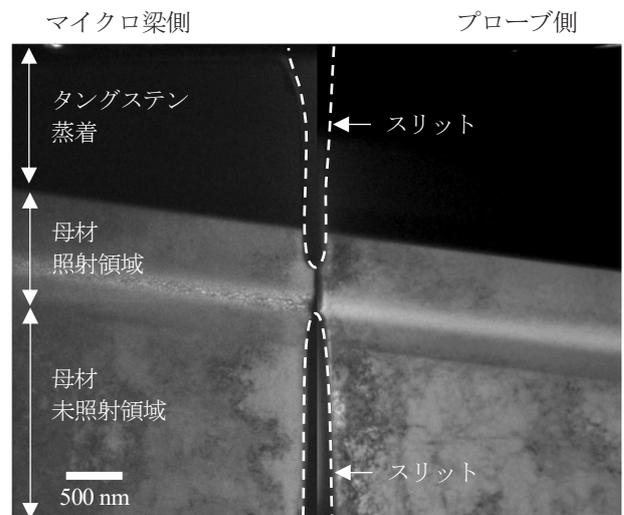
4. 考察

4.1 粒界部の引張破壊挙動

Fe イオン照射と He イオン照射により照射誘起偏析とキャビティ形成を重畳させた SUS316 ステンレス鋼の粒界部と、He イオン照射でキャビティ形成のみ生じさせた粒界部を超微小引張試験した結果、2at%He 照射した試料では、照射誘起偏析を重畳させた 450Fe-2%He 試料で粒界破壊 (粒界破面率 3%) が認められ、6at%He 照射した試料



(a) 450Fe-2%He 試料



(b) 500Fe-6%He 試料

図10 超微小引張試験片の断面のTEM像

では、両方の試料で粒界破壊（粒界破面率ほぼ 100%）が認められた。

2at%He 照射した 450Fe-2%He 試料と 2%He 試料では、超微小引張試験片の破断時の応力は 450Fe-2%He 試料の方が約 300 MPa 高いものであった。450Fe-2%He 試料では、Fe イオン照射により 2%He 試料と比べて粒内がより硬化していると考えられ、その影響で試験片の破断に要する応力が高くなったと考えられる。また、硬さの違いは粒界破壊の発生にも影響する。2%He 試料の試験片では、粒界破壊の発生に必要な応力に達する前に、公称応力 1,930 MPa で粒内破壊により試験片が破断し、450Fe-2%He 試料では、粒内がより硬化していることで、粒界破壊に要する応力（公称応力で 2,220 MPa）に達するまでに試験片が粒内破壊しなかったと考えられる。

6at%He 照射した 500Fe-6%He 試料と 6%He 試料では、超微小引張試験片の破断時の応力は 450Fe-2%He 試料と 2%He 試料の約 1/3 であり、粒界破面率はほぼ 100%であった。これらの試験片はほぼ脆性的に破断しており、2at%照射試料との破断応力の違いは、硬さの違いよりも粒界強度が大きく低下していることによるものと考えられる。6at%He 照射した試料では粒界キャビティの形成単独でほぼ 100%の粒界破面率を呈しているため、照射誘起偏析の重畳による差は、試験片破面に認められた延性的に剥がれたような跡を除くと、明確には認められなかったものと考えられる。なお、500Fe-6%He 試料の破断時の応力は、6%He 試料に比べて 100 MPa 高いものであった。先行研究の He イオン照射材⁽⁷⁾では、同一条件の試験片でも破断応力に ± 100 MPa 程度のばらつきが認められており、この差の原因は結果のばらつきも含めて、粒界キャビティの数密度やサイズを詳細に評価して考察する必要がある。

4.2 先行研究との比較

図 2 に示した、SUS316 ステンレス鋼の中性子照射材と He イオン照射材の粒界部の超微小引張試験の結果に本試験の結果を加え、試験片の粒界破面率と粒界キャビティの面密度との関係を再整理した結果を図 11 に示す。なお、図 2 の試験結果は粒界キャビティの直径が 1 nm 程度の試料について整理されたものであるため、キャビティの直径が同じである 450Fe-2%He 試料と 2%He 試料の結果を加えて整理した。

先行研究^(7,9)の He イオン照射材について粒界破壊が認められたのは粒界キャビティの面密度が $20 \times 10^{15} \text{ m}^{-2}$ 以上の試料であり、本研究で粒界破面率が認められた 450Fe-2%He 試料の粒界キャビティの面密度 $4.6 \times 10^{15} \text{ m}^{-2}$ はその

約 1/4 の面密度であった。また、粒界破面率が認められなかった 2%He 試料の粒界キャビティの面密度は $3.0 \times 10^{15} \text{ m}^{-2}$ であり、先行研究の He イオン照射材に粒界破壊が認められない範囲の面密度である。450Fe-2%He 試料の粒界キャビティの面密度は先行研究の中性子照射材の値と近く、中性子照射材に認められている粒界キャビティ面密度が低くとも粒界破面率が高くなる傾向は照射誘起偏析と粒界キャビティ形成の重畳が原因であることが示唆される。

4.3 粒界偏析と粒界破壊の関係

450Fe-2%He 試料の粒界では、照射誘起偏析による Fe, Cr の欠乏と Ni, Si の濃化が認められたが、P の偏析については、800 nm 深さの測定では認められたが、500 nm 深さでは認められず、照射により偏析が強く促進される傾向は認められなかった。また、S については、Mo と特性 X 線のエネルギーが重なるため EDS の分析対象に含められていないが、Mo が粒界に集積する傾向は Fe イオン照射試料では認められていないことから、照射誘起偏析により S が粒界に偏析する傾向も認められていない。そこで、図 11 に示した超微小引張試験の結果について、Cr, Ni, Si の粒界偏析量との関係を検討した結果を図 12 に示す。粒界破壊が認められた中性子照射材と本研究の 450Fe-2%試料は、粒界破面率が $2.3 \times 10^{15} \text{ m}^{-2}$ 以上で、Cr 偏析量が 2.8wt% 以下、Ni 偏析量が 6.3wt% 以上、Si 偏析量が 0.8wt% 以上の条件に該当する。この条件においては、粒界偏析量が多い試料で粒界破面率が高い傾向にあるが、Cr, Ni, Si のうちの特定の元素の偏析が粒界破壊と密接に関係している様子は認められない。なお、450Fe-2%試料の粒界偏析量は中性子照射材（照射量：12~74 dpa）の半分程度であり、粒界破面率が 3%とわずかであった原因の可能性もある。また、中性子照射材では、粒界偏析量は比較的多いが、粒界キャ

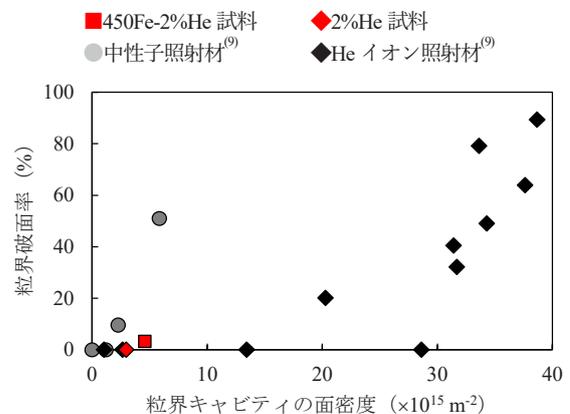


図 11 粒界部の超微小引張試験における粒界キャビティ面密度と粒界破面率の関係（先行研究⁽⁹⁾との比較）

ビティは形成していなかった試料があり、この試料では粒界破壊は認められなかった。照射に起因する粒界破壊の要因は、第一に粒界キャビティの形成であり、Cr や Ni や Si の粒界偏析が単独で粒界強度に及ぼす影響は小さいと考えられる。粒界破壊は、粒界キャビティ同士が結合することで微小亀裂が生じ、粒界面上を微小亀裂が成長・進展していくことで発生すると考えられる。P や S の偏析が粒界強度を低下させることはよく知られており、これらの元素は粒界凝集エネルギー（粒界結合力）を低下させることが第一原理計算による解析で報告されている⁽¹³⁾。しかし、P や S の粒界偏析が促進されているわけではないとすると、粒界での Cr や Ni や Si の偏析が粒界破壊に寄与するためには、粒界面での微小亀裂の形成と成長を助長する効果が必要になる。

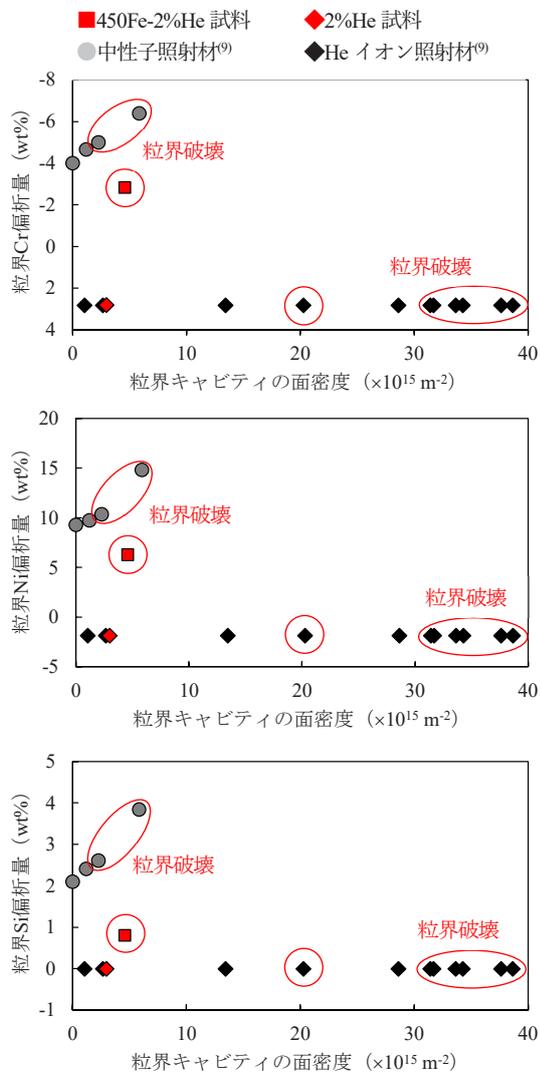


図 12 粒界部の超微小引張試験における粒界偏析量と粒界キャビティ面密度および破壊様式の関係
粒界破壊した結果を赤丸で示す。

Allen ら⁽¹⁴⁾は、ステンレス鋼の粒界等に照射誘起偏析が起こると、偏析した場所の剛性率と格子定数が局所的に変化することを報告している。彼らの報告によると、Fe-Cr-Ni の組成比で Fe-18Cr-8Ni から Fe-15Cr-17Ni 程度に変化すると、剛性率は 85 GPa から 75 GPa に減少した。この Fe, Cr, Ni の組成変化は、ステンレス鋼の粒界に照射誘起偏析で生じる組成変化と近く、照射誘起偏析によって粒界やその周囲の偏析した領域（粒界から幅数 nm の範囲）でせん断変形に対する抵抗が小さくなる可能性を示唆する。粒界面に形成したキャビティが引張応力下で合体して粒界面に微小亀裂が形成され、これが粒界面を成長、進展していく過程において、照射誘起偏析によって粒界近傍の剛性率が低下していると、粒界キャビティの合体による微小亀裂の形成や粒界面に沿った成長が容易になるとともに、微小亀裂の成長や進展が粒界から粒内方向へと変化することを抑制する、すなわち粒界破壊から粒内破壊へと破壊のモードが変わることを抑制する効果もあると考えられる。この仮説の検証には、材料組成や照射温度等で照射誘起偏析の状況を振った照射試料を準備し、He イオン照射等でキャビティを形成させた粒界部の引張破壊挙動を調べる必要がある。この検討についても INSS で実施を進めている。本研究では、ステンレス鋼の粒界に照射誘起偏析と直径 1 nm 程度の微細なキャビティの形成が重畳すると、粒界破壊が促進されることが分かった。中性子照射によるステンレス鋼の粒界強度の低下の機構として、照射誘起偏析とキャビティの形成の重畳が要因であることが示唆された。

5. まとめ

イオン照射で照射誘起偏析とキャビティの形成を重畳させた SUS316 ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動を室温の超微小引張試験で調べ、照射によるステンレス鋼の粒界強度の低下の機構を検討した。

- Cr 欠乏や Ni, Si 濃化等の照射誘起偏析と直径 1 nm 程度の微細なキャビティの形成が重畳した粒界部では、キャビティ形成のみ生じさせた粒界部に比べて粒界破壊が起こり易いことが分かった。一方、He イオンの照射量を上げ、直径 10 nm 程度のキャビティを形成した粒界部では、キャビティ形成のみでほぼ完全な粒界破壊が生じており、照射誘起偏析の重畳による明確な影響は認められなかった。
- 前者の傾向は、先行研究で調べられた中性子照射ステンレス鋼と He イオン照射材の粒界部の引張破壊挙動

の傾向と類似しており、照射誘起偏析とキャビティの形成の重畳がステンレス鋼の粒界強度を低下させる要因であることが示唆された。

- ・照射誘起偏析の重畳が粒界破壊を促進する機構として、粒界キャビティの結合による微小亀裂の形成と成長が照射誘起偏析に伴う粒界近傍の剛性率の低下が助長する仮説が考えられた。

引用文献

- (1) PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト] (第4版), 一般社団法人原子力安全推進協会 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会, 2024年3月.
- (2) 平成20年度照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成21年9月.
- (3) 福谷耕司, 西岡弘雅, 藤井克彦, “ステンレス鋼の軽水炉照射挙動,” INSS MONOGRAPHS No.4, 株式会社原子力安全システム研究所 (2009).
- (4) 福村卓也, 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, 橋内裕寿, 照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動, INSS JOURNAL, 27 (2020) NT-8.
- (5) G.S. Was, P.L. Andressen, Stress Corrosion Cracking Behavior of Alloys in Aggressive Nuclear Reactor Core Environments, Corrosion 63, 1 (2007) 19-45.
- (6) 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, “超微小引張試験法を用いた中性子照射ステンレス鋼の粒界劣化要因の検討,” INSS JOURNAL, 28 (2021) C-2.
- (7) T. Miura, K. Fujii, K. Fukuya, Micro-mechanical investigation for effects of helium on grain boundary fracture of austenitic stainless steel. J Nucl Mater., 457 (2015) 279-290.
- (8) 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, 中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化部の破壊特性の評価, INSS JOURNAL, 25 (2018) NT-5.
- (9) T. Miura, K. Fujii, K. Fukuya, H. Seto, Micro-mechanical investigation about degradation of grain boundary cohesive strength of neutron-irradiated stainless steels, J. Nucl. Sci. Technol., 59 (2022) 1251-1265.
- (10) J.F. Ziegler, J.P. Biersack, U. Littmark, “The Stopping and Range of Ions in Solids,” Pergamon, New York (1985).
- (11) 三浦照光, 瀬戸仁史, 藤井克彦, 福谷耕司, 照射ステンレス鋼の粒界偏析の TEM-EDS 分析における k 因子の検討, INSS JOURNAL, 29 (2022) NT-7.
- (12) 藤本浩二, 米澤利夫, 岩村俊彦, 安食和英, 浦田茂, オーステナイト系ステンレス鋼の照射誘起偏析予測と PWSCC 感受性, 材料と環境, 49 (2000) 472-482.
- (13) 山口正剛, 粒界凝集エネルギーの第一原理計算 - bcc Fe Σ 3(111)粒界における溶質元素の偏析と脆化および強化効果 -, 日本金属学会誌, 72, 9 (2008) 657-666.
- (14) T.R. Allen, J.I. Cole, J. Gan, G.S. Was, R. Dropek, E.A. Kenik, Swelling and radiation-induced segregation in austenitic alloys, J. Nucl. Mater., 342 (2005) 90-100.

STEM/EDS 元素マップに対する 機械学習を用いたクラスタ抽出法の開発 —電子線照射した原子炉容器鋼への適用—

Development of a Method for Extraction Solute Atom Clusters
from STEM/EDS Elemental Maps Using Machine-Learning
-Application for an Electron-Irradiation RPV steel-

前田 悠希 (Yuuki Maeda) *1 藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *1
瀬戸 仁史 (Hitoshi Seto) *2, 福谷 耕司 (Koji Fukuya) *1

要約 走査透過型電子顕微鏡(STEM)に付属したエネルギー分散型 X 線分光装置(EDS)を用いて得られた元素マップから溶質原子クラスタを客観的に抽出するために、教師あり機械学習法を用いたクラスタ抽出法を開発した。開発した手法を中 Cu 含有量 (0.16wt%Cu) 原子炉容器鋼の電子線照射材に適用し、アトムプローブ (APT) 測定と抽出結果を比較した。STEM/EDS と APT でクラスタの数密度はよく一致し、本手法を用いることで STEM/EDS が APT と同等に電子線照射材中のクラスタの抽出が可能であることが確認された。

キーワード 溶質原子クラスタ, 原子炉容器鋼, 電子線照射, STEM/EDS, 機械学習

Abstract To extract solute atom clusters objectively from elemental maps obtained using a scanning transmission electron microscope (STEM) equipped with an energy-dispersed X-ray spectroscopy (EDS) instrument, a method using supervised machine learning was developed. The method was applied on STEM/EDS elemental maps of an electron-irradiated, medium-Cu-content (0.16wt%Cu) reactor pressure vessel (RPV) steel. Based on the comparison of the results of STEM/EDS and atom probe tomography (APT) measurements, the number densities of solute atom clusters were seen to be of the same order. It was confirmed that the developed method using STEM/EDS can extract number densities of solute atom clusters in the electron-irradiated RPV steel equivalent to those densities obtained by APT.

Keywords solute atom cluster, reactor pressure vessel steel, electron irradiation, STEM/EDS, machine learning

1. はじめに

軽水炉の原子炉容器の照射脆化は重要な高経年化事象の一つである。既往の研究から、照射脆化の原因は中性子照射に伴う原子炉容器鋼のミクロ組織変化に起因していることが明らかとなっている⁽¹⁾⁽²⁾。中性子照射に伴う代表的なミクロ組織変化としては転位ループや溶質原子の集合体である溶質原子クラスタの形成、粒界でのリンの偏析などが挙げられる。特に溶質原子クラスタは、体積率の平方根がシャルピー衝撃試験の参照温度の移行量と比例することが報告されており⁽³⁾、照射脆化の主要因の一つと考えられている。溶質原子クラスタの評価にはアトムプローブ (atom probe tomography, APT) 測定が用いられることが多く、監視試験片をはじめとした様々なデータが蓄積されている⁽³⁾⁽⁴⁾。現行の照射脆化予測式 JEAC4201⁽⁶⁾においても APT で取得した溶質原子クラスタのデータが用いられて

おり、APT はクラスタ評価の標準となっている。その一方で、APT 測定には質量数が同一である同位体 (例えば ⁵⁸Fe, ⁵⁸Ni) を区別することができないことや、クラスタ中の Fe の存在のような特有のアーティファクトが存在することが課題として挙げられる⁽⁷⁾⁽⁸⁾。より信頼性の高いクラスタ評価には APT 測定だけでなく複数の測定方法を用いて溶質原子クラスタを評価することが重要である。

近年、走査型透過電子顕微鏡 (scanning-transmission electron microscopy, STEM) に付属したエネルギー分散型 X 線分光装置 (energy-dispersed X ray spectroscopy, EDS) の著しい性能向上により、STEM/EDS 測定による溶質原子クラスタの観察が可能になっている。STEM/EDS では APT と比較して広い視野で観察できることや他の欠陥とクラスタの位置関係を検討することができること、複数元素を同時に検出できるといった利点がある。そのため、STEM/EDS での溶質原子クラスタの観察は APT の結果を

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

* 2 日本核燃料開発株式会社 (現日立 GE ベルノバ)

検証するだけでなく、クラスタの形成過程を検討するうえでも有用であると考えられる。しかし、STEM/EDS 測定で得られた元素マップからクラスタを抽出する手法は確立されておらず、報告によって評価方法が異なるのが現状である⁽¹⁰⁾⁻⁽¹²⁾。本研究では、STEM/EDS 元素マップから溶質原子クラスタを定量的に評価する手法として機械学習を用いた手法を開発した。この手法を電子線照射した中程度の Cu 含有量 (0.16 wt% Cu) の原子炉容器鋼へ適用し、APT と抽出結果を比較してその適用性を確認した。

2. 実験

2.1 供試材・電子線照射

供試材は中 Cu 含有量 (0.16 wt%Cu) の原子炉容器鋼 A533B 鋼である。供試材の化学組成を表 1 に示す。照射は 5 MeV の電子線により、照射温度は 290±5°C で行われた。照射速度は $2\sim 3 \times 10^{-8}$ dpa/s、最大照射量は 0.022 dpa である。照射条件の詳細は既報のとおりである⁽¹³⁾。

2.2 ミクロ組織観察

2.2.1 STEM/EDS測定

集束イオンビーム (focused ion beam, FIB) 加工装置を用いて電子線照射材からマイクロサンプリングし、TEM 試料を作製した。このとき、TEM 試料の電子線入射方向が結晶の[011]方向に一致するように加工した。FIB で 300 nm 程度まで薄膜化したのちに、低エネルギー Ar イオンミリング加工装置 (PIPS-II, Gatan) で仕上げた。Ar イオンビームの加速電圧は試料の膜厚に応じて 1 kV, 0.3 kV, 0.1 kV と段階的に小さくした。

STEM/EDS 測定には電界放出型 TEM (JEM-F200, JEOL) に付属した EDS 検出器 (JED-2300T, JEOL) を用いた。加速電圧は 200 kV とした。STEM/EDS 元素マップの測定領域は 512×512 pixel とし、定量精度を高めるために 2×2 pixel の領域を 1 pixel として再構成することで定量マップを取得した。定量マップは 256×256 pixel であり、1 pixel あたりの長さは 0.27 nm である。定量評価と膜厚評価にはフアクター法⁽¹⁴⁾を利用し、観察領域の膜厚は 58.3 nm と評価

された。

2.2.2 APT測定

FIB 加工装置 (NB5000, HITACHI) を利用して電子線照射材からマイクロ試料を採取した。マイクロ試料を W 製のニードルに固定したのちに、試料上部から環状に Ga イオンビームを走査させることで先端曲率半径が 100 nm 程度の針状の試料に仕上げた。試料のダメージを小さくするために、仕上げ加工には低加速電圧の Ga イオンビームを用いた。APT 測定は、日本原子力研究開発機構の新型転換炉原型炉ふげんの管理区域内にある高経年化分析室の APT 装置 (LEAP3000XHR, CAMECA) を用い、レーザーパルスモードで行った。試料温度は -238°C、パルス周波数は 200 kHz とした。得られたデータの z 方向の長さを最適化するために Evaporation Field = 30.0 V/nm と Image Compression Factor = 1.65 を用いてアトムマップを作成した。

アトムプローブは質量/元素比をもとに元素の種類を決定する。原子炉容器鋼の場合、質量数 58 の Fe と Ni が同一の質量/電荷比をもつため、質量数 58 に相当する原子の種類を特定することはできない。バルクの平均組成を調べる場合には同位体存在比から元素を配分する手法がとられるが、クラスタのような局所的な濃度変化を調べる場合には不適切である。したがって、本研究では質量数 58 の元素として取り扱った。

3. STEM/EDS元素マップからのクラスタ抽出法

STEM/EDS 元素マップから溶質原子クラスタを定量的に抽出するために教師あり機械学習法の一つである k 近傍法 (k-nearest neighbor algorithm, k-NN) を用いた抽出手法を開発した。k-NN は分類問題を解くための機械学習法であり、図 1 のように未知データが所属する集団を多次元空間上の距離が近接した k 個の点の多数決で決定する手法である⁽¹⁵⁾。本研究ではユークリッド距離を用いてデータの近接性を評価した。k-NN を用いたクラスタの抽出方法の手順を以下に示す。

表 1 供試材の化学組成 (wt%)

| C | Si | Mn | P | S | Ni | Cr | Mo | Cu | Fe |
|------|------|------|-------|-------|------|------|------|------|------|
| 0.17 | 0.29 | 1.45 | 0.011 | 0.017 | 0.55 | 0.11 | 0.50 | 0.16 | Bal. |

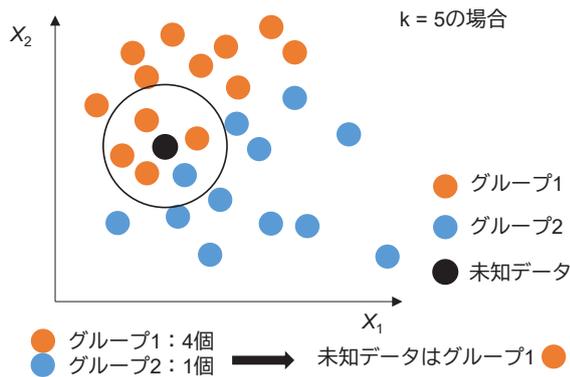


図1 k-NN の概念図

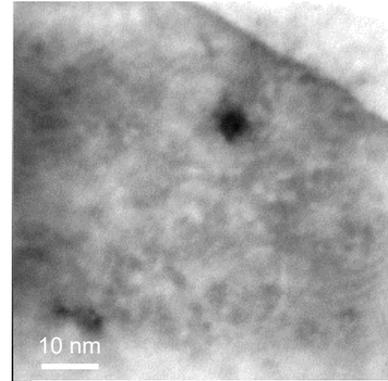


図2 測定領域の透過電子像

- 定量マップから単一のクラスタが含まれるような領域を切り抜く。
- 切り抜いた領域について各ピクセルがマトリクスかクラスタのどちらに属するかを評価者が判定する。
- 定量マップと標準偏差1のガウシアンフィルタを作用させた定量マップのピクセル値を説明変数、クラスタマトリクスの判定結果を目的変数としたk-NNの予測器を作成する。なお、最近傍オブジェクト数kは交差検定によって決定する。
- k-NNを用いて定量マップの領域全体についてマトリクスかクラスタかを判定し、定量マップ全体を二値化する。
- 二値化した定量マップからラスタスキャンによるラベル付けを行いクラスタの候補を抽出する。クラスタの抽出の閾値として N_{\min} を設定して N_{\min} 以下のクラスタの候補を濃度揺らぎとみなす。
- クラスタ面積と等価な円の直径から各々のクラスタ直径を算出する。クラスタ直径 d_{cluster} はクラスタに含まれるピクセル数 N_{pixel} から以下の式で決定される。

$$d_{\text{cluster}} = a_{\text{pixel}} \sqrt{\frac{N_{\text{pixel}}}{\pi}}. \quad (1)$$

a_{pixel} は1ピクセルあたりの長さである。

解析にはプログラミング言語 Python 3 と機械学習用のライブラリである Scikit-learn を用いた。

4. 結果

4.1 STEM/EDS測定

STEM/EDS 測定を実施した領域の透過電子像を図2に、STEM/EDS 測定で得られた定量マップおよび第3節で述

べた機械学習の教師データ作成に使用した3つの領域の位置を図3に示す。切り抜いた領域の大きさは 15×15 pixel である。切り抜いた各領域について Fe とクラスタの形成が明瞭である Mn, Ni, Cu の分布を基にマトリクスかクラスタかを判定した。例として領域3の元素マップと判定結果を図4に示す。判定結果を教師データとしたk-NNによって元素マップを二値化し、クラスタを抽出した。なお、最近傍オブジェクト数kは交差検定により $k=5$ とした。クラスタ抽出のピクセル数の閾値 N_{\min} はAPTのクラスタ抽出の最小原子数を20としたときに想定される最小直径0.99 nm と合わせて $N_{\min}=10$ と設定した。図5は二値化した元素マップとクラスタを抽出した結果であり、クラスタの重なりを考慮すると55個のクラスタが抽出された。クラスタの数密度は、 $2.0 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$ と評価された。クラスタに含まれるピクセル数 N_{pixel} の分布を図6に示す。式(1)から各々のクラスタの直径を計算し、平均直径は1.5 nm と評価された。なお、1ピクセルあたりの長さ a_{pixel} は0.27 nm である。

4.2 APT測定

APT 測定で得られたアトムマップの一例を図7に示す。Cu を主とし、Mn, Ni, Si を構成元素としたクラスタの形成が認められた。クラスタを定量的に抽出するために再帰的探索アルゴリズム⁽⁶⁾に基づくクラスタ解析を実施した。クラスタ抽出に用いるコア元素は Mn, Ni, Cu, 58 とし、コア原子抽出に用いる閾距離は0.5 nm とした。コア原子が20個以上のものをクラスタとし、クラスタの周辺原子の抽出には閾距離0.5 nm を用いた。最後に周辺原子のうち0.5 nm 以内にコア原子が3個未満のものを取り除いた。

クラスタの抽出の結果、測定体積 $2.7 \times 10^5 \text{ nm}^3$ に対して84個のクラスタが抽出され、クラスタの数密度は 3.1×10^{23}

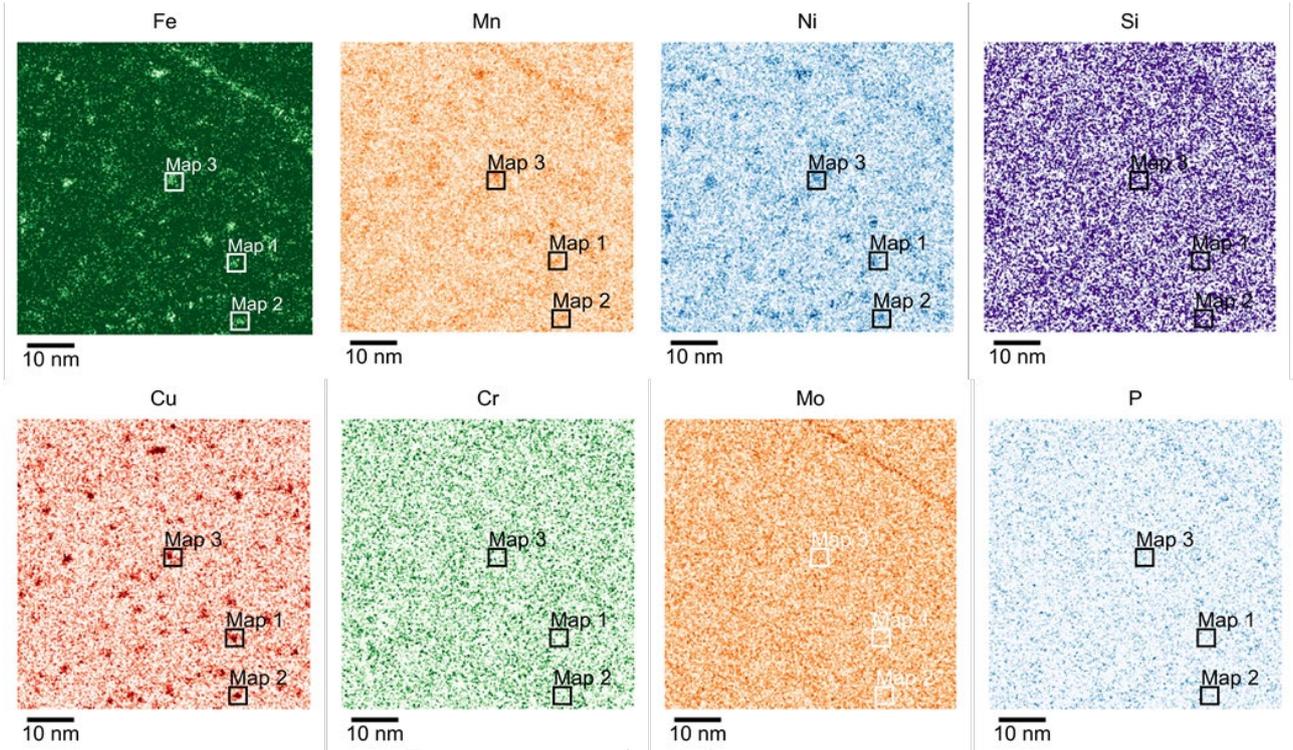
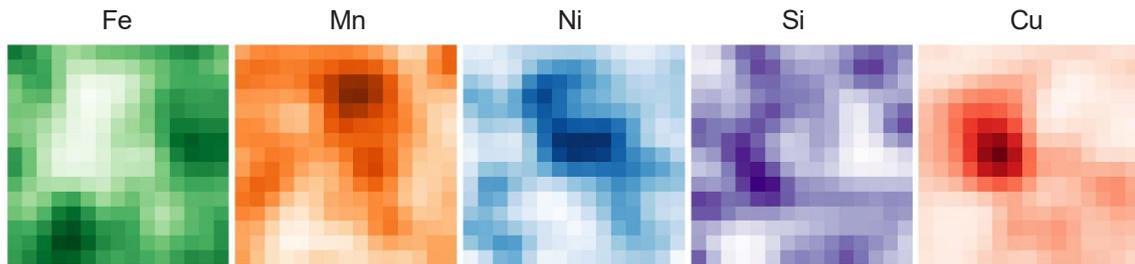


図3 STEM/EDS 元素マップ (256 × 256 pixel)



(a)



(b)

図4 (a) 切り抜いた元素マップ(15 × 15 pixel)と(b)クラスタとマトリクスに分類した元素マップの例 (元素マップはガウシアンフィルタで平滑化されている.)

m^3 であった。クラスタの直径 d_g は式(2)のとおり回転半径をもとに評価した。

$$d_g = 2 \times \sqrt{\frac{5}{3}} \times \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n \{(x_i - \bar{x})^2 + (y_i - \bar{y})^2 + (z_i - \bar{z})^2\}}{n}}}. \quad (2)$$

(x_i, y_i, z_i) はクラスタ中の*i*番目の原子の位置座標, $(\bar{x}, \bar{y},$

$\bar{z})$ はクラスタの重心の座標であり, n はクラスタ中の原子の総数である。式(2)より計算したクラスタの平均直径は2.1 nmであった。クラスタ中に存在する質量数58の元素をNiとみなしたときのクラスタの平均組成は74.6Fe-6.0Mn-7.0Ni-3.5Si-8.7Cuであった。

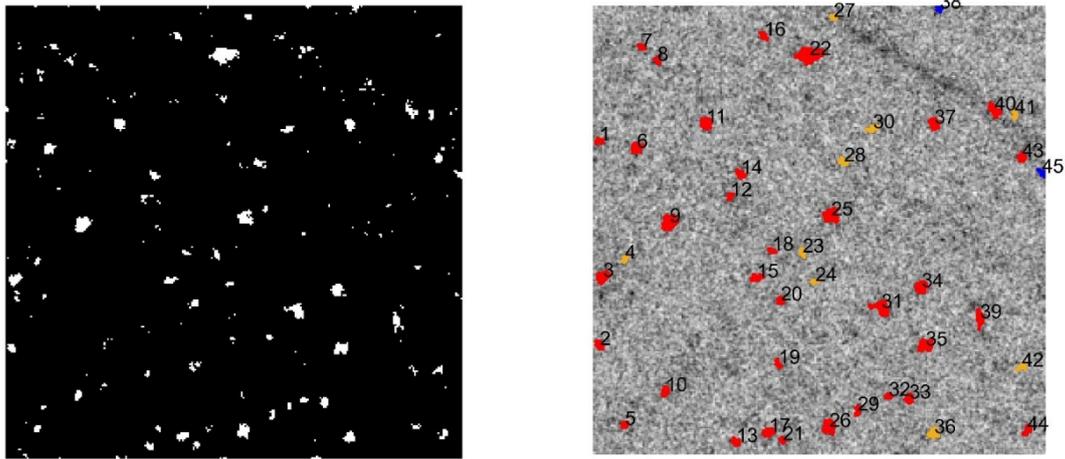


図5 (a)二値化した元素マップと(b)クラスタ抽出結果をFeの元素分布とあわせて示したマップ
 橙のクラスタは複数のクラスタが重なっていると判断されたもの青のクラスタは測定領域の辺に存在するものである。

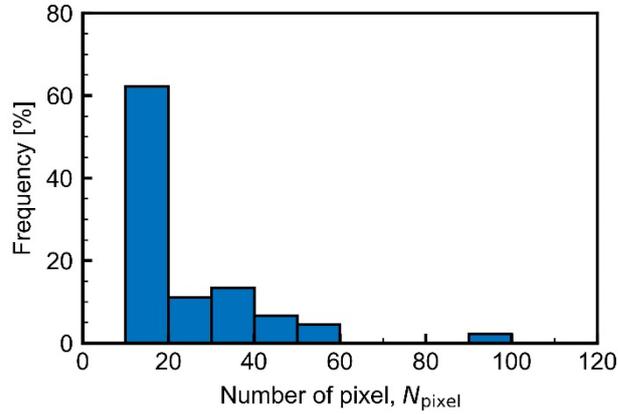


図6 STEM/EDSで抽出されたクラスタに含まれるピクセル数 N_{pixel}

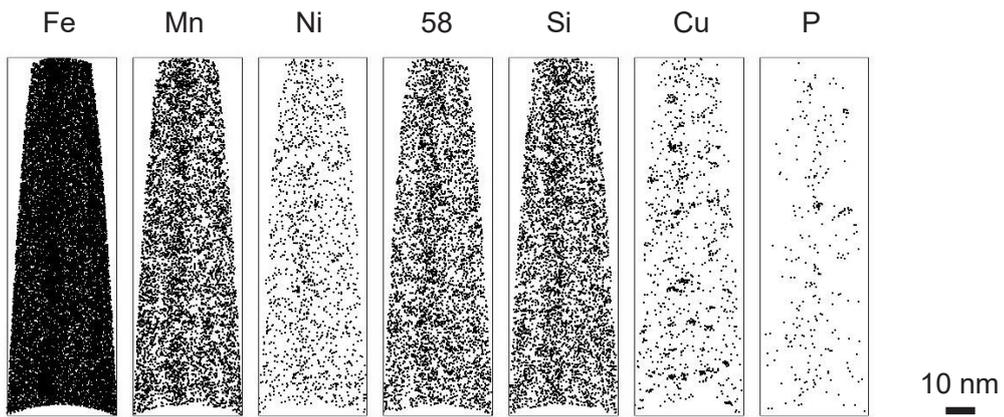


図7 厚さ6 nmでスライスした電子線照射材のAPTアトムマップ

表2 STEM/EDS, APTでのクラスタ抽出結果

| | 試料数 | 測定体積 (nm ³) | 抽出数 | 数密度(m ⁻³) | 平均直径(nm) |
|----------|-----|-------------------------|-----|-----------------------|----------|
| STEM/EDS | 1 | 2.8×10^5 | 55 | 2.0×10^{23} | 1.5 |
| APT | 3 | 2.7×10^5 | 84 | 3.1×10^{23} | 2.1 |

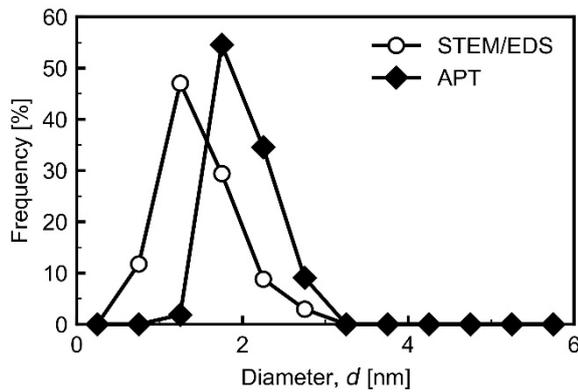


図8 クラスターの直径分布

5. 考察

5.1 STEM/EDSとAPTの比較

表 2 に二つのクラスター抽出手法の結果をまとめた。STEM/EDS と APT で測定体積はほぼ同一であった。APT が 3 つの試料の合計であることを考慮すると、STEM/EDS では一度に多くの体積を評価できることがわかる。クラスターの抽出数および数密度は STEM/EDS, APT でおおむね一致し、電子線照射された中 Cu 含有量の原子炉容器鋼の場合、STEM/EDS と APT で同等のクラスターを抽出できることが確認された。

図 8 にクラスターの直径分布を示す。STEM/EDS ではクラスターの直径分布が APT よりも小さい傾向が認められた。STEM/EDS では 2 次元平面上の濃度変化からクラスターを検出しており、母相と濃度差が小さいクラスターの端部をクラスターとして抽出することが困難であり、クラスター直径を小さく評価していると考えられる。

STEM/EDS では 1 試料あたりの測定体積が大きいことや転位ループなどの他の欠陥とクラスターとの位置関係を調べられることが長所である。しかし、得られる情報は 2 次元の投影図であり、クラスター直径を精度よく決めることは難しい。APT では 3 次元的な原子の配列が取得されるため、クラスター直径の定量評価が容易である一方で評価領域が小さく、十分な数のクラスターを抽出するには多くの測定を行う必要がある。このように STEM/EDS と APT ではそれぞれ長所と短所を持ち合わせており、今後のより信頼性の高いクラスター評価には従来の APT に加えて STEM/EDS も活用していくことが望ましいと考えられる。

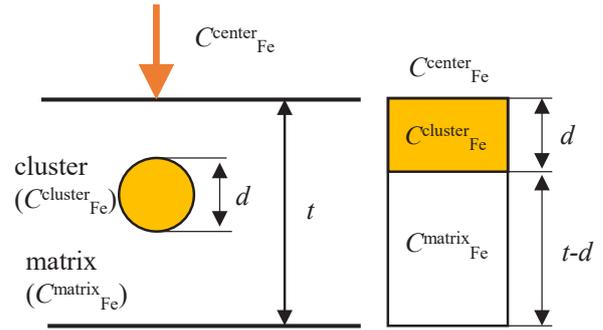


図9 クラスター中の Fe 濃度の推定方法

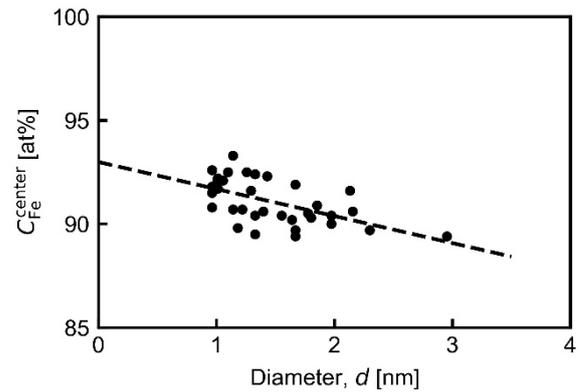


図10 クラスター直径とクラスター中心の Fe 濃度

5.2 クラスター中の元素分布についての検討

5.2.1 クラスター中の Fe 濃度の推定

STEM/EDS では 3 次元的な形状をもつクラスターの組成を直接的に調べることはできない。そこで、元素マップの S/N 比が高い Fe について以下の仮定の下でクラスター中の濃度を推定した。クラスター中の Fe 濃度はクラスター形成メカニズムを考察する上で重要な情報である⁽⁷⁾⁽⁸⁾⁽¹⁷⁾。

- (i) クラスターは完全な球状であり、Fe 濃度が最も低下しているピクセルがクラスターの中心に相当する。
- (ii) クラスター中の Fe 濃度は一定である。

これらの仮定に基づくと、クラスター中、母相の Fe 濃度をそれぞれ $C_{Fe}^{cluster}$, C_{Fe}^{matrix} , クラスター中心のピクセルの Fe 濃度を C_{Fe}^{center} としたときの関係は以下の式で表される。

$$C_{Fe}^{center} = \frac{(t-d)C_{Fe}^{cluster}}{t} + \frac{d}{t} C_{Fe}^{matrix}, \quad (3)$$

式(3)の概念図を図 9 に示す。ここで、 t は試料の膜厚、 d はクラスターの直径である。式(3)から、各クラスターの直径とクラスター中心の Fe 濃度を 1 次関数で近似することでクラスター中の Fe 濃度が推定されることがわかる。図 10 にクラスター直径とクラスター中心の Fe 濃度の関係を示す。近似

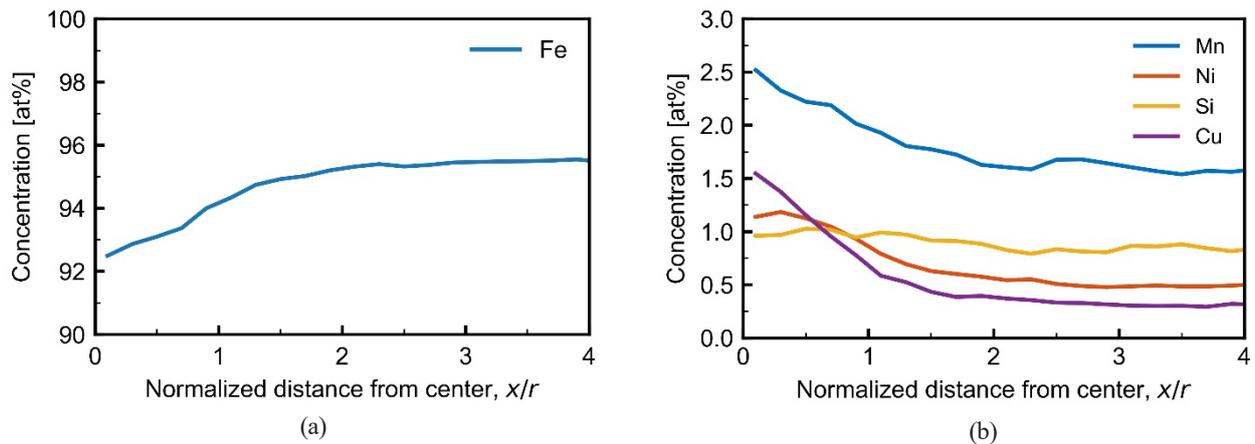


図 11 STEM/EDS で抽出されたクラスタ中心からの距離と(a)Fe 濃度, (b) Mn, Ni, Si, Cu 濃度の関係

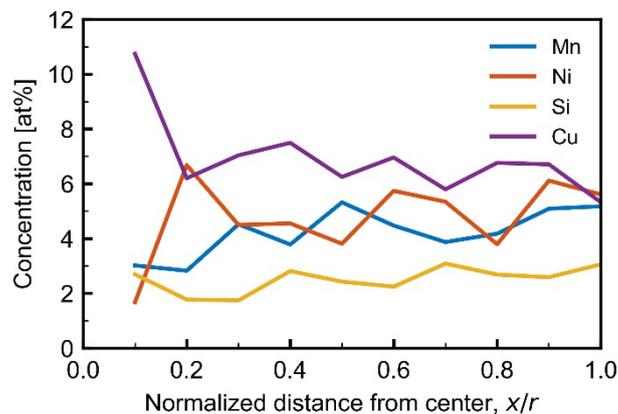


図 12 APT で抽出されたクラスタの中心からの距離と Mn, Ni, Si, Cu の濃度

直線の傾きからクラスタ中の Fe 濃度は 20 at% と推定され、STEM/EDS 測定においてもクラスタ中に Fe が含まれることを示唆する結果が得られた。一方で、APT で評価されたクラスタ中の Fe 濃度 74.6 at% と比較すると STEM/EDS 測定で推定される Fe 濃度は小さいことがわかる。これは、既往の研究で指摘されている通り、APT のアーティファクト⁽⁷⁾⁽⁸⁾⁽¹⁸⁾によってクラスタ中の Fe 濃度が実態よりも高く評価されている可能性を示唆するものである。

5.2 クラスタ近傍の溶質元素分布

クラスタ近傍の溶質元素の分布を調べるために、STEM/EDS と APT の測定結果についてクラスタ中心を基準とした溶質元素の分布を取得した。図 11 は STEM/EDS 測定で抽出された 20 個のクラスタについてクラスタ半径 r で正規化した距離と各元素の濃度分布を平均化したものである。図 12 は APT で抽出されたクラスタについて、各元素の原子濃度をクラスタ半径 r で正規化した距離でまとめたものである。なお、STEM/EDS では $r = 0 \sim 4$ 、APT

では $r = 0 \sim 1$ の範囲の溶質元素の分布を示してある。STEM/EDS と APT の両方で Mn, Ni, Cu のクラスタ中での集積が認められた。APT ではクラスタ中の Si 濃度が 2 at% 程度と母相と比較して高い一方で STEM/EDS ではクラスタ中心付近の Si 原子の集積がほとんど認められなかった。Si の特性 X 線のエネルギー(K- α)は 1.74 keV と Mn-K(5.90 keV), Ni-K(7.47 keV), Cu(8.04 keV) と比べても低く、バックグラウンドの影響を受けやすいため STEM/EDS では濃度変化量が小さくなっていると考えられる。STEM/EDS において Mn, Ni, Si の分布の幅を定量的に評価するために、元素分布を距離 x に関する指数関数 $C_0 \exp(-x/\tau)$ で近似した。 C_0 はクラスタ中心のピクセルの定量値、 τ は分布の幅に相当するパラメータである。評価結果を表 3 に示す。Mn, Ni と比較すると Cu はクラスタの中心部の狭い範囲で強く濃縮していることがわかる。APT においても同様の傾向が認められ、クラスタ中心に Cu が強く濃縮し、その周辺に Mn, Ni, Si が集積するという従来⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾の知見と整合するものであった。軽元素である Si を除けば STEM/EDS と APT で元素分布の特徴はほぼ一致しており、APT で評

表3 STEM/EDS で評価されたクラスタ近傍の各元素の分布

| | C_0 [at%] | τ |
|----|-------------|--------|
| Mn | 2.6 | 1.1 |
| Ni | 1.5 | 2.0 |
| Cu | 0.92 | 0.64 |

価されるクラスタの構造が妥当であることが示唆された。今後は、最新の球面収差補正機能付きの透過電子顕微鏡を活用し、より高倍率でクラスタを観察することによってクラスタ近傍の詳細な溶質元素の分布を取得する予定である。

6. まとめ

STEM/EDS 元素マップから機械学習を用いてクラスタを抽出する手法を開発した。開発した手法を中 Cu 含有量 (0.16wt%) の原子炉容器鋼へ適用し、APT と結果を比較した。

- (i) STEM/EDS と APT で同程度の領域について測定した結果、二つの手法でクラスタの数密度はよく一致した。中 Cu 含有量の原子炉容器鋼の電子線照射材について、本手法を用いた場合 STEM/EDS が APT と同等のクラスタ抽出が可能であることがわかった。
- (ii) STEM/EDS で抽出されたクラスタの Fe 濃度について仮定を基に計算した。STEM/EDS ではクラスタの Fe 濃度は 20 at% であり、クラスタ中に Fe が含まれることを示唆する結果が得られた。また、APT でのクラスタの Fe 濃度 74.6 at% と比較すると、APT のアーティファクトによって Fe 濃度が過剰に評価されている可能性が示唆された。
- (iii) STEM/EDS と APT で抽出されたクラスタの元素分布を比較すると、軽元素である Si を除いて二つの手法で類似した傾向が認められた。このことから APT で評価されるクラスタの構造が妥当であることが示唆された。

参考文献

- (1) K. Fukuya, “Current understanding of radiation-induced in light water reactor structural materials”, *J. Nuclear Science and Technology*, No.50(3), pp.213-254 (2013).
- (2) 福谷 耕司, 大野 勝巳, 中田 早人, ”原子炉容器鋼の照射組織変化”, INSS Monograph No.1, (2001).
- (3) 曾根田 直樹他, ”軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究 —照射脆化予測法の開発—”, 電力中央研究所報告書, Q06019, (2007).
- (4) K. Murakami, “Influence of copper precipitates on clustering behavior of alloying elements observed in Japanese reactor pressure vessel surveillance materials using atom probe tomography”, *J. Nuclear Materials*, Vol.542(15), 152508, (2020).
- (5) 藤井 克彦, 福谷 耕司, ”アトムプローブによる PWR 原子炉容器監視試験片のマイクロ組織分析”, INSS. Journal, Vol.20, NT-8, (2013).
- (6) 日本電気協会, “原子炉構造材の監視試験方法”, JEAC-4201-2007, (2007).
- (7) J. M. Hyde, C. A. English, “Microstructural characterization techniques for the study of reactor pressure vessel (RPV) embrittlement”, N. Soneda ed., *Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessels (RPV) in Nuclear Power Plants*: Elsevier, pp. 211-294 (2015).
- (8) B.M. Jenkins et al., “On the iron content of Mn-Ni-Si-rich clusters that form in reactor pressure vessel steels during exposure to neutron irradiation”, *Acta Materialia* Vol.281(1), 120384 (2024).
- (9) B.M. Jenkins et al., “The effect of position variations on the response of steels subjected to high fluence neutron irradiation”, *Materialia*, Vol.11, 100717 (2020).
- (10) T. Fujita et al., “Contribution of dislocation loop to radiation-hardening of RPV steels studied by STEM.EDS with surveillance test pieces”, *J. Nuclear Materials*, Vol.572, 154055, (2022).
- (11) P.D. Edmondson, C.M Parish, R.K. Nanstad, “Using complimentary microscopy methods to examine precipitates in highly-irradiated reactor pressure vessel steels”, *Acta Materialia* Vol.134, pp.31-39 (2017).
- (12) M.G. Burke et al. “Quantitative characterization of

nanoprecipitates in irradiated low alloy steels: advances in the application of FEG-STEM quantitative microanalysis to real materials”, *J. Materials Science*, Vol.41, pp.4512-4522 (2006).

- (13) 藤井 克彦他, “電子照射による低合金鋼のミクロ組織変化”, *INSS Journal*, Vol.10, pp.186-197, (2003).
- (14) M. Watanabe, “The quantitative analysis of thin specimens: a review of progress from the Cliff-Lorimer to the new ζ -factor methods”, *J. Microscopy*, Vol.221(2), pp.89-109 (2006).
- (15) P. Cunningham, S.J. Delany, “k-Nearest Neighbor Classifiers- A Tutorial”, *ACM Computing Surveys*, Vol.54(6) pp.1-25, (2021).
- (16) J.M. Hyde, C.A. English, “An analysis of the structure of irradiation induced Cu-enriched clusters in low and high nickel welds,” in: *Proc. Mater. Res. Soc. Symp.*, vol. 650, p. 66, (2001).
- (17) S. Shu et al., “Multi-technique characterization of the precipitates in thermally aged and neutron irradiated Fe-Cu and Fe-Cu-Mn model alloys: Atom probe tomography reconstruction implications”, *Acta Materialia* Vol.146, pp.237-252 (2018).
- (18) D. Haley et al., “Influence of field evaporation on Radial Distribution Functions in Atom Probe Tomography”, *Philosophical Magazine*, Vol.89(11), pp.925-943, (2009).
- (19) K. Lindgren et al., “Evolution of precipitation in reactor pressure vessel steel welds under neutron irradiation”, *J. Nuclear Materials*, Vol.488, pp.222-230, (2017).
- (20) N. Almirall et al., “On the use of charged particles to characterize precipitation in irradiated reactor pressure vessel steels with a wide range of compositions”, *J. Nuclear Materials*, Vol.536, 152173, (2020).

超微小試験技術 Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip (UTCT) の開発

Development of the Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip (UTCT)

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii)^{*1} 野志 勇介 (Yusuke Noshi)^{*1} 前田 悠希 (Yuuki Maeda)^{*1}

要約 応力腐食割れ (SCC) の発生と進展の機構解明に向けて、SCC 亀裂先端に引張応力を加えた状態で走査型透過電子顕微鏡 (STEM) 観察・分析を実施する手法 (Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip; UTCT) を開発した。

キーワード SCC 亀裂先端のマイクロ組織, STEM 内引張試験, SEM-TKD

Abstract To elucidate the mechanism of stress corrosion cracking (SCC) initiation and propagation, an Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip (UTCT) was developed to observe and analyze SCC crack tips with a scanning transmission electron microscope (STEM) under tensile stress.

Keywords SCC crack tip microstructure, tensile testing in STEM, SEM-TKD.

1. はじめに

高温水中の応力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) の発生と進展では、水による腐食と引張応力によるひずみが重畳する。SCC 発生や SCC 進展試験後も、腐食に伴う亀裂先端の組織や組成の変化は保持されると考えられるため、亀裂先端を調べることで腐食の影響に関する知見は得ることが可能であると考えられる⁽¹⁻³⁾。しかし、応力とひずみの影響については、既に荷重が除去されているため、走査型透過電子顕微鏡 (scanning transmission electron microscope, STEM) 等で亀裂先端のナノメートルスケール分析を実施する段階ではその影響は評価できず、進展下にある亀裂先端の状態を知ることはできない。このため、SCC 亀裂先端に引張応力を加えた状態で STEM 観察・分析を実施する手法が必要となる。これまでに、亀裂先端での塑性変形その場観察などは行われているが、SCC 亀裂先端における観察例はない。そこで、本研究ではナノメートルスケールで駆動可能な STEM 内引張ホルダーを用いて、SCC 亀裂先端の組織を観察しながら超微小引張が可能な方法 (Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip; UTCT) を開発した⁽⁴⁾。

2. 超微小試験技術 Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip (UTCT)

2.1 コンセプト

UTCT を開発するにあたり、次の項目を技術的要求事項に設定した。

- (1) 任意の SCC 亀裂先端のサンプリング
- (2) SCC 亀裂先端の薄膜試料化
- (3) 負荷前の SCC 亀裂先端の STEM 観察・分析
- (4) SCC 亀裂へのモード I の負荷
- (5) 負荷過程の SCC 亀裂先端の STEM 観察
- (6) 負荷前後の SEM-TKD 測定

なお、SEM-TKD は走査型電子顕微鏡-透過菊池回折 (scanning electron microscope - transmission Kikuchi diffraction) である。

2.2 駆動機構

集束イオンビーム (focused ion beam, FIB) 加工装置 (HITACHI 製 NB5000) と STEM (HITACHI 製 HD2700) で共用可能な引張ホルダー (SANYU 製オリジナル)⁽⁵⁾ を駆動機構として用いた。

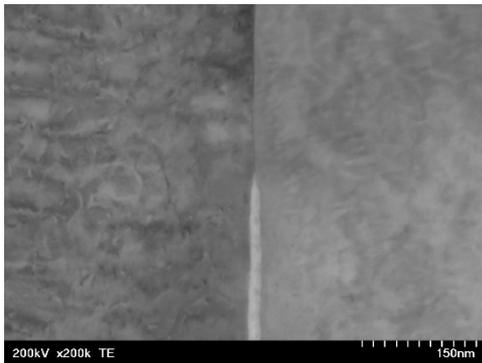
引張ホルダーは X/Y/Z の 3 軸の微動機構と X 方向

※1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

(ホルダーの軸方向)の粗動機構を有する。微動X軸のストロークは $50\mu\text{m}$ 、微動Y/Z軸のストロークは $\pm 40\mu\text{m}$ である。なお、微動機構はピエゾ素子によるものであり、コントローラーにより速度調整が可能であり、自動試験も可能である。

2.3 任意のSCC亀裂先端のサンプリングと薄膜試料化、負荷前のSCC亀裂先端のSTEM観察・分析

任意のSCC亀裂先端のサンプリングとSCC亀裂先端の薄膜試料化にはFIB加工装置を用いた。SUS316鋼のSCC進展試験片断面からマイクロサンプリングして薄膜加工後にSTEMで亀裂先端を観察した例を図1に示す。SCC亀裂先端に幅 20nm の酸化した領域が観察される。なお、FIB加工でSCC亀裂先端部を厚さ 100nm 程度まで薄膜化したのち、FIB加工時のダメージを除去するため、 1kV のArイオンミリングで最終加工を実施している。



(1) 透過電子(TE)像



(2) Zコントラスト(ZC)像

図1 SCC亀裂先端のSTEM観察例

2.4 SCC亀裂へのモードIの負荷

図2にUTCT装置の負荷部を示す。固定側Mo片先端(右側)にFIB加工で引張試料台を製作し、凸部と引張軸に平行な試料保持部を設けている。試料保持部には、SCC進展試験片断面からマイクロサンプリングしたSCC亀裂先端を含む微小なブロック試料($4\times 4\times 2\mu\text{m}$)をW蒸着により固定する。

X/Y/Zの3軸駆動可能なMo片先端(左側)には凹部を製作している。この凹部で固定側Mo片先端の凸部を牽引し引張軸方向に動かすことで、亀裂開口方向への応力、モードIの応力を加えることが可能である。

なお、亀裂先端を含む試料の位置はUTCT装置の軸部からずらした設計にしている。試料の断面は $1\mu\text{m}^2$ 以下であり、UTCT装置の軸部の断面(約 $100\mu\text{m}^2$)に対して十分小さく、主な引張変形は軸部が担うことになる。

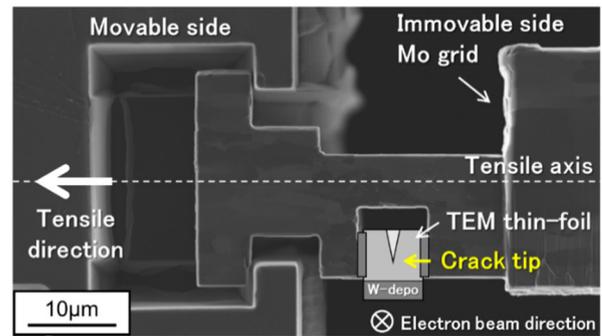
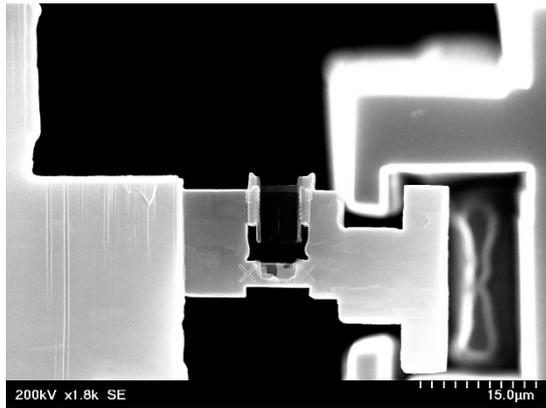


図2 UTCT装置の負荷部

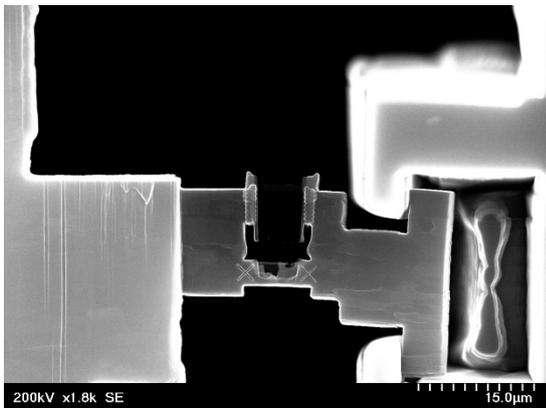
2.5 負荷過程のSCC亀裂先端のSTEM観察

図3にSTEM内での超微小引張試験の結果の例を示す。負荷前後のUTCT装置の負荷部のSTEM/SE像を示した。また、図4には、図3に示した負荷後の試験片のSTEM/TE像を示した。駆動機構によりSTEM内で超微小引張試験に成功した。ただし、UTCT装置の負荷部と駆動軸とのかみ合わせのわずかなずれから、試験片にわずかな曲げ荷重が作用して試験片の亀裂の反対側(図3、4の上側)が先に変形したため、試験片端部で割れが発生し、亀裂とつながり、図4のような破壊を生じたと考えられる。今後、駆動部の加工精度の向上が必要であることが分かった。

図5に負荷後の亀裂先端のSTEM観察結果を示す。図1と亀裂先端の酸化の形状は同じであり、亀裂先端より先の酸化していない粒界は剥離していないと考えら



(1) 負荷前



(2) 負荷後

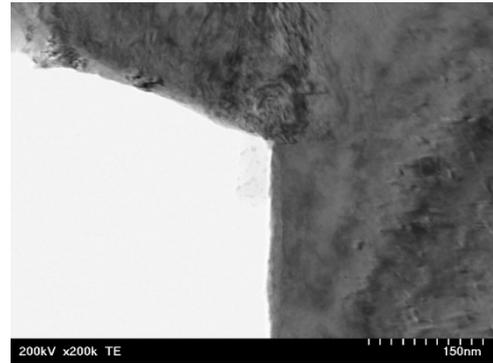
図3 負荷前後のUTCT装置の負荷部の例



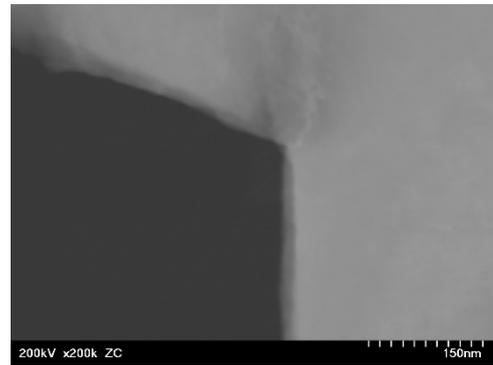
図4 負荷後の試験片のSTEM/TE像

れる。ただし、図1のSTEM/TE像で認められた粒界のコントラストは認められない。これは亀裂先端が塑性変形したことで、粒界のコントラストが識別し難くなったためと考えられる。なお、粒界のコントラストが消えた領域は約300 nmであった。

負荷前のSTEM像と詳細に比較した結果、左側の結晶



(1) TE像



(2) ZC像

図5 負荷後のSCC亀裂先端のSTME観察結果

粒と酸化物の界面で約200 nmにわたり割れが発生していることが分かった。この結晶粒と酸化物の界面での割れは試験片左上部の粒内で割れが発生したのちに生じたものと考えられ、負荷の前までは割れていなかったと考えられる。今後、動的な破壊の進行を観察し、亀裂先端の酸化部の破壊挙動を解明する計画である。また、UTCT装置の軸部の変形量を計測して力を算出し、破壊応力についてもデータを得る計画である。

2.6 負荷前後のSEM-TKD測定

UTCTでは亀裂先端の粒界にモードIの負荷をかけて試験することを技術的要求事項としているため、亀裂と結晶粒との結晶方位関係を調整して試験片を準備することは難しい。そこで、SEM-TKD測定を用いて、亀裂先端での結晶方位解析を実施してすべり系の配置を決定し、亀裂先端での負荷の影響をより詳細に解析する計画である。また、転位解析を実施して幾何学的に必要な転位 (geometrically necessary dislocation, GND) の分布の変化等を評価して亀裂進

展機構の解明を進める計画である。図6に、最新の高性能走査電子顕微鏡システム (Zeiss製Gemini SEM560) を用いてSCC亀裂先端をSEM-TKD測定した例としてGND密度分布を示す。亀裂は、右から粒界に沿って矢印で示した位置まで進展している。上側の結晶粒に認められる筋状のコントラストは双晶によるものであり、下側の結晶粒に認められる筋状のコントラストはすべり帯によるものである。亀裂及び亀裂先端より先の粒界で、下側の結晶粒にGND密度の高い領域が認められる。これは、下側の結晶粒が主に変形を担って亀裂が進展していることを示唆する。今後、負荷前後のSTEMによるマイクロ組織観察とSEM-TKD測定によるマイクロ構造解析を組み合わせることで、SCC亀裂進展の機構の解明が期待される。

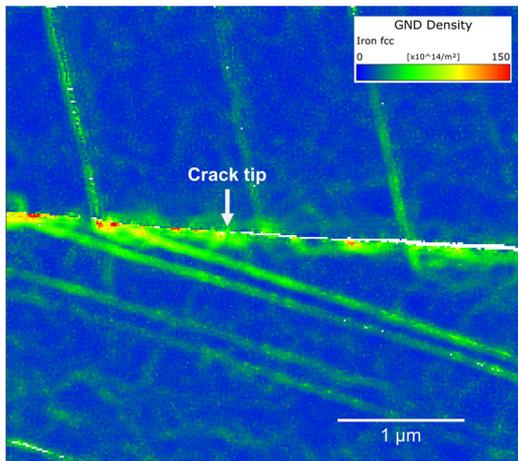


図6 SCC亀裂先端のSEM-TKD測定の例

3. まとめ

SCCの発生と進展の機構解明に向けて、SCC亀裂先端に引張応力を加えた状態でSTEM観察・分析を実施する手法(Ultra-micro Tensile test system for Crack Tip; UTCT)を開発した。

SCC亀裂先端の酸化した領域(幅20 nm)が応力の

負荷により結晶粒との界面に沿って破壊する様子が観察されるなど、設計通りSTEM観察中にSCC亀裂先端への応力の負荷が可能であることが確認された。今後、動的な破壊の進行を観察し、亀裂先端の酸化部の破壊挙動を解明する計画である。

また、最新の分析法であるSEM-TKD測定を活用して、亀裂先端での結晶方位解析を実施してすべり系の配置を決定し、亀裂先端での負荷の影響をより詳細に解析するとともに、転位解析を実施してGNDの分布の変化等を評価して亀裂進展機構の解明を進める計画である。

文献

- (1) 藤井克彦, 野志勇介, 寺地巧, 山田卓陽, 有岡孝司, “ステンレス鋼のPWR1次系模擬水中のSCC発生・進展機構 (1) 亀裂先端のナノスケール分析からの検討,” 材料と環境 2024, A-310.
- (2) 藤井克彦, 山岡祐樹, 寺地巧, 山田卓陽, 有岡孝司, “ステンレス鋼のPWR1次系模擬水中のSCC発生・進展機構 (2) 亀裂先端での元素量の変化とその温度と環境の依存性,” 第71回材料と環境討論会, A-314.
- (3) 藤井克彦, 野志勇介, 寺地巧, 有岡孝司, “ステンレス鋼のPWR1次系模擬水中のSCC発生・進展機構 (3) 亀裂先端のマイクロ組織に対する環境の影響,” 材料と環境 2025, A-310.
- (4) 野志勇介, 藤井克彦, 寺地巧, 有岡孝司, “ステンレス鋼のPWR1次系模擬水中のSCC発生・進展機構 (4) 応力付加状態での亀裂先端のマイクロ組織の観察,” 材料と環境 2025, E-214.
- (5) 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, “PWR1次系模擬水中で照射ステンレス鋼溶接金属に形成した酸化膜のマイクロ組織と破壊挙動,” INSS JOURNAL 31 2024 NT-6.

T字合流部の逆流現象に対する数値シミュレーション (高温・高圧条件における熱伝達率の推定)

Numerical Simulation for Impinged Penetration Flow at a T-Junction
(Estimation of Heat Transfer Coefficient under High-Temperature and High-Pressure Conditions)

三好 弘二 (Koji Miyoshi) *1

要約 T字管の高温水合流部における衝突型逆流の流動様式を対象に、温度および圧力が分岐管内面近傍の熱伝達率に与える影響を調べた。逆流による分岐管内面の熱疲労を想定し、数値シミュレーションにより、分岐部のコーナー位置から分岐管軸に沿った内面近傍の熱伝達率の特性を明らかにした。数値シミュレーションでは、主管と分岐管を含む流体・構造熱連成解析による非定常計算を行った。分岐管側の熱伝達率は、壁近傍の流体温度と管内面温度の値を使用し、パワースペクトル法にて求めた。その結果、高温・高圧条件では壁近傍の流速が増加することで、熱伝達率が増加する傾向があり、その増加比の最大値は2.3であることが求められた。また、分岐部のコーナー位置近傍の熱伝達率を推定する式を提案した。熱伝達率は分岐部から上流にいくに従い減少する傾向があることから、その推定式を用いることで分岐管内面において保守的な疲労評価が可能である。

キーワード 熱疲労, T字管, 衝突型逆流, 数値シミュレーション, 熱伝達率

Abstract This study investigates the influence of temperature and pressure on the heat transfer coefficient near the inner surface of the branch pipe, focusing on the flow pattern of impinging penetration in the mixing region of hot and cold water in a T-junction. To evaluate the thermal fatigue of the branch pipe caused by the penetration, the characteristics of the heat transfer coefficient near the inner surface along the branch pipe axis from the corner of the junction were clarified through numerical simulation. In the numerical simulation, unsteady calculations were performed using fluid-structure thermal coupled analysis, including the main and branch pipes. The heat transfer coefficient on the branch pipe was determined using the fluid temperature near the wall and the pipe inner surface temperature, based on the power spectrum method. The results showed that under high-temperature and high-pressure conditions, the near-wall velocity increased, leading to an enhancement of the heat transfer coefficient, with a maximum increase ratio of 2.3. A predictive correlation was also proposed to estimate the heat transfer coefficient near the corner of the junction. Since the heat transfer coefficient tends to decrease upstream from the junction, the proposed correlation enables a conservative fatigue assessment on the inner surface of the branch pipe.

Keywords Thermal fatigue, T-junction, Impinged penetration, Numerical simulation, Heat transfer coefficient

1. 緒言

原子力発電所の配管には、異なる温度の流体が混合する箇所が存在し、これらの部位では、流体の温度変動が配管内面に伝わることで、熱疲労が生じる可能性がある。日本機械学会は、このような温度変動に起因する熱疲労を防ぐため、「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」⁽¹⁾を策定し、構造の健全性を評価するための指針を提供している。本指針では、図1に示すような高温流体と低温流体の合流形態において、分岐管から流入した流れが主管内の流れと合流した後、主管内面で温度変動が発生すると想定さ

れている。一方、本研究では、逆流による分岐管内面での熱疲労発生を考慮し、評価手法の高度化を目的としている。可視化実験⁽²⁾では、分岐管側の流量が主管側の流量に比べて小さい場合、主流が分岐管内へ逆流する可能性があり、図2に示すように、主流が分岐管の右側壁に衝突し、その後逆流する「衝突型逆流」の流動形態が確認されている。また、この流動様式では高温の主流が分岐管内に逆流することで分岐管内面に温度変動が発生することを示した⁽³⁾。

高温水合流部に生じる熱疲労を評価するには、配管に生じる応力変動を予測する必要がある。評価指針では、以下の式で定義されるピオ数を用いることで、実験で得ら

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

れた壁近傍の流体温度の揺らぎ幅から応力変動値を予測する手法を採用している。

$$B_i = h t_s / \lambda_s \tag{1}$$

ここで、 h は熱伝達率、 λ_s は配管の熱伝導率、 t_s は配管の厚みである。ビオ数が大きいほど、流体温度変動から応力変動への変換割合は大きくなり、その割合は周波数に依存する。評価指針では、各ビオ数に対して最大の応力となる周波数にて評価する保守的な手法を採用している。また、式(1)中の熱伝達率は、高低温水合流部では、予測することが困難であるため、実験により求めた値が用いられている。そのため、著者は衝突型逆流の流動様式においても、実験により熱伝達率を求めた⁹⁾。しかしながら、実験の制約上、大気圧下で合流前温度差が約 30℃であった。高温・高圧条件下で熱伝達率がどの程度変化するか把握することは、熱疲労評価上重要である。本研究では、衝突型逆流の流動様式において温度および圧力が、熱伝達率に与える影響を数値シミュレーションにより調べることにした。また、シミュレーション結果と過去の実験結果⁹⁾を踏まえ、高温・高圧条件にも適用できる分岐管壁近傍の熱伝達率の推定式を提案した。

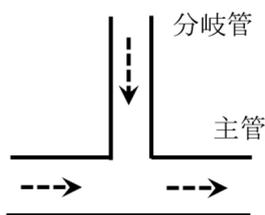


図1 T字管での合流形態

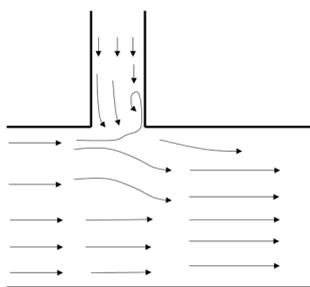


図2 T字管合流部の衝突型逆流の流動様式の模式図

2. 熱伝達率の算出方法

高低温水合流部での熱伝達率は、非定常特性の上、局所的にも変化するため複雑な取り扱いとなる。Moriya ら⁴⁾は、

このようなサーマルストライピングに対する熱伝達率を評価する一手法として、パワースペクトル密度 (PSD) に基づく解析手法を提案している。この手法は、評価指針⁴⁾にも採用されており、本研究においても同様のアプローチを用いた。パワースペクトル法の全体的な手順を図3に示す。まず、管内面の温度と壁付近の流体温度について、それぞれの PSD を算出する。次に、これらの比 Φ_w/Φ_f を求める。ここで Φ_w は管内面温度の、 Φ_f は壁近傍の流体温度の PSD である。一方、 Φ_w/Φ_f は 1 次元の熱伝達モデルから得られ、以下の式で表される。

$$\frac{\Phi_w}{\Phi_f} = \frac{1}{2e^2 + 2e + 1} \tag{2}$$

$$e = \frac{\sqrt{\pi \rho_w c_{pw} \lambda_w f}}{h} \tag{3}$$

ここで ρ_w, c_{pw} および λ_w は、それぞれ配管材料の密度、比熱 (定圧)、熱伝導率であり、 f および h は周波数および熱伝達率である。熱伝達率 h は、管内面温度と壁から 1 mm 離れた位置における流体温度の測定値に基づいて、得られた Φ_w/Φ_f の値を式(2)に適用し、回帰解析により算出した。

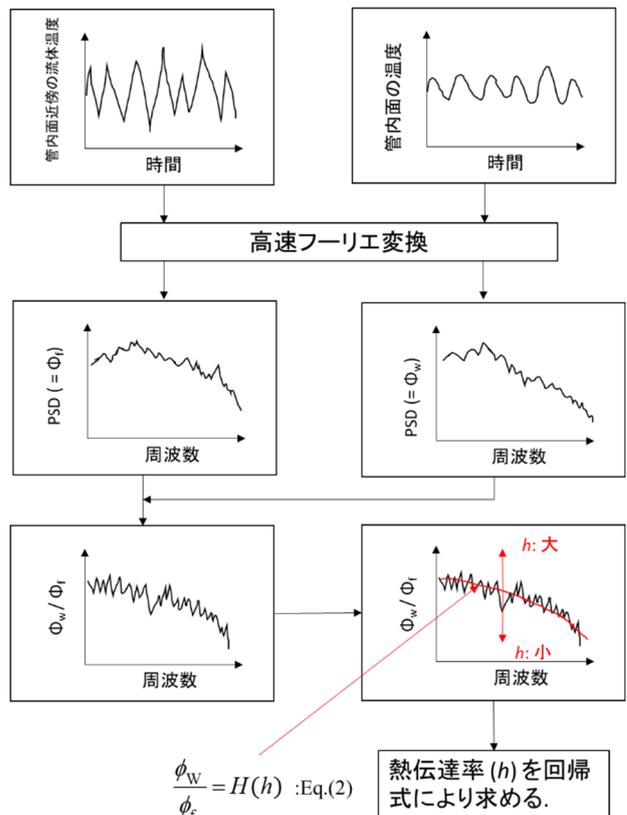


図3 パワースペクトル法の概要

3. 実験から求めた熱伝達率の概要

著者は衝突型逆流の流動様式に対し、熱流動実験による温度測定結果と前節のパワースペクトル法を用いて、熱伝達率を予測する相関式を提案した⁽³⁾。以下、その概要について説明する。

図4に実験ループを示す。実験ループは、主に高温水タンク、低温水タンク、混合水タンク、高温水ポンプ、低温水ポンプから構成される。低温水は鉛直方向に上方から供給され、高温水は水平方向から供給される。両流体は試験部で合流し、その後混合水としてタンクに回収されるワンスルー型の系統である。試験部の入口には、流量制御用の弁および電磁式流量計が取り付けられており、流量の調整が可能である。各タンクは大気開放状態に保たれている。また、試験部の上流側には、整流器を設置し、試験部入口における流れが十分に発達していることを確認した。

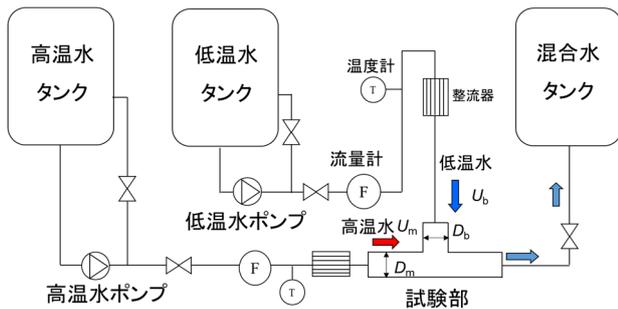


図4 実験ループ

図5に温度測定用として製作した試験体を、図6に使用した温度センサー（流体温度および管内面温度測定用）を示す。試験体は、アクリル製であり、主管（水平方向）、分岐管（鉛直方向）の内径は、それぞれ $D_m = 150 \text{ mm}$ 、 $D_b = 50 \text{ mm}$ である。図4に示すように温度測定用のセンサー3本を分岐管の下流側（右側面）に挿入している。測温位置は主管内面を基準として鉛直方向にそれぞれ $L = 0.3D_b$ 、 $0.7D_b$ 、 $1.1D_b$ である。図5に示す温度センサーはステンレス製であり、管内面温度測定用シース熱電対は、幅 0.6 mm 、深さ 0.6 mm の矩形溝に嵌めこみ金属ロウ付けにより固定した。一方、流体温度測定用シース熱電対は、貫通穴に挿入した後、所定の角度で曲げることで管内面の測温点から 1 mm 離れた位置となるよう調整した。

主流側の流体温度は約 60°C 、分岐管側の流体温度は約 30°C に設定した。主流側の入口流速 U_m は、約 3 m/s に固定し、分岐管側の入口流速 U_b を変化させて実験を行った。ここで流速は、流量を管断面積で除した断面平均流速であ

る。可視化実験⁽²⁾で示したとおり、分岐管内の流動様式は運動量比 M_R が 500 を超えると衝突逆流型になることから、その範囲で実験を行った。なお、 M_R は以下の式で定義した運動量比である。

$$M_R = M_m / M_b \quad (4)$$

$$M_m = \rho_m D_b D_m U_m^2 \quad (5)$$

$$M_b = 1 / 4 \pi \rho_b D_b^2 U_b^2 \quad (6)$$

ここで、 ρ_m および ρ_b は主管側と分岐管側の流体密度である。

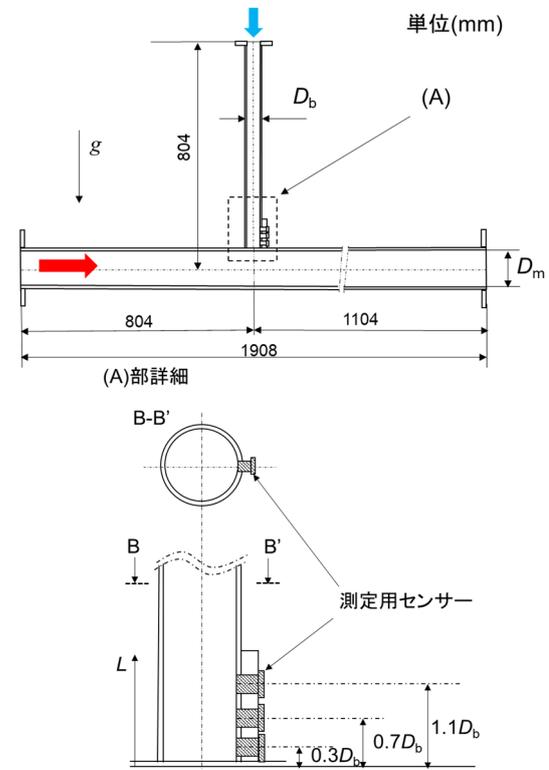


図5 温度測定用試験体

実験で測定した温度から2章で述べた手法により求めた熱伝達率を図7に示す。図に示す通り、 $L = 0.3D_b$ では、熱伝達率は U_m と M_R に対し正の相関を示すように見える。一方、 $L = 0.7D_b$ と $L = 1.1D_b$ では、 U_m とは正の相関があるように見えるが、 M_R についてはばらつきがあり相関がないように見える。よって、 $L = 0.3D_b$ の値を用い、回帰式を求めることにした。図中の点線は、次式に示す回帰分析から得た予測式である。

$$h_{\text{exp}} = 38 M_R^{0.57} U_m^{0.54} \quad (7)$$

図7に示す通り、 $L=0.3D_b$ の場合には比較的良好に予測できており、予測値と測定値の差は±16%以内であった。一方、 $L=0.7D_b$ と $L=1.1D_b$ では、上式では過大評価の傾向となる。しかしながら、熱伝達率が大きくなると、式(1)で示したピオ数は増加し、流体温度変動から応力変動への変換割合は大きくなるため、保守的な疲労評価手法として用いることが可能である。

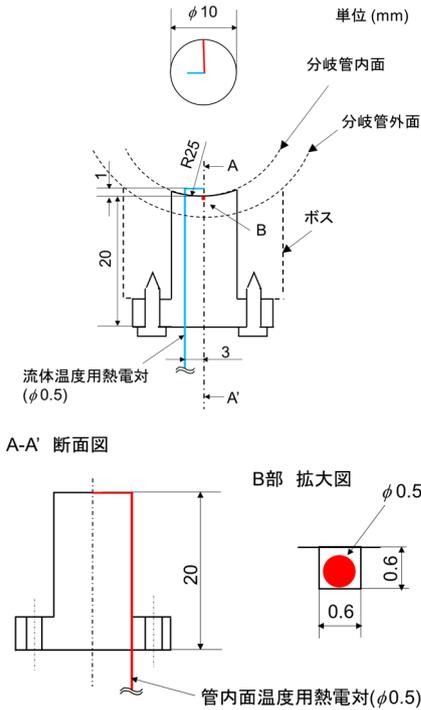
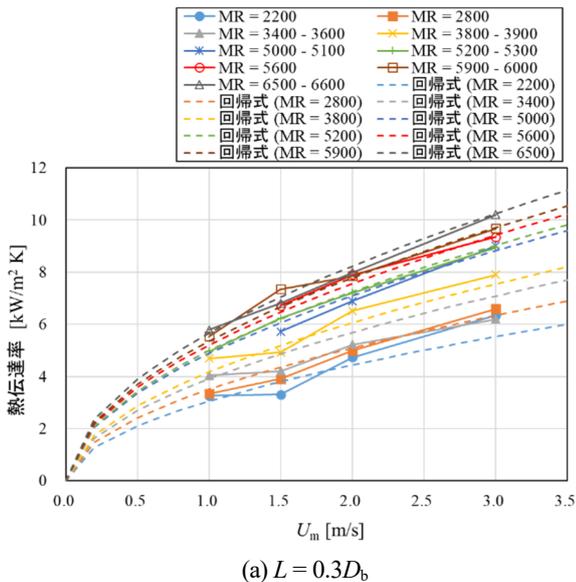
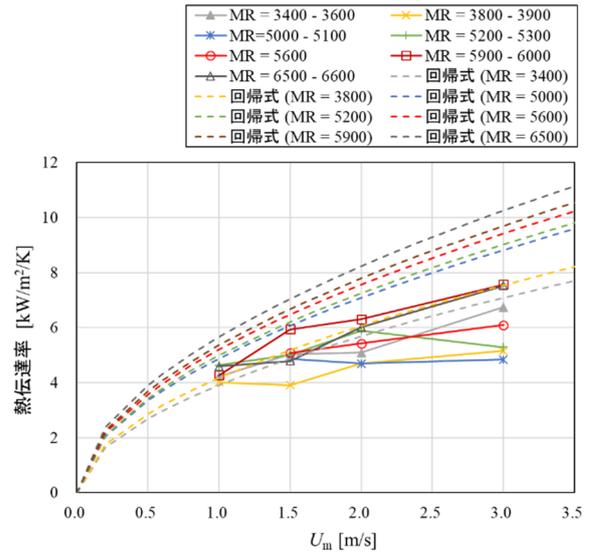


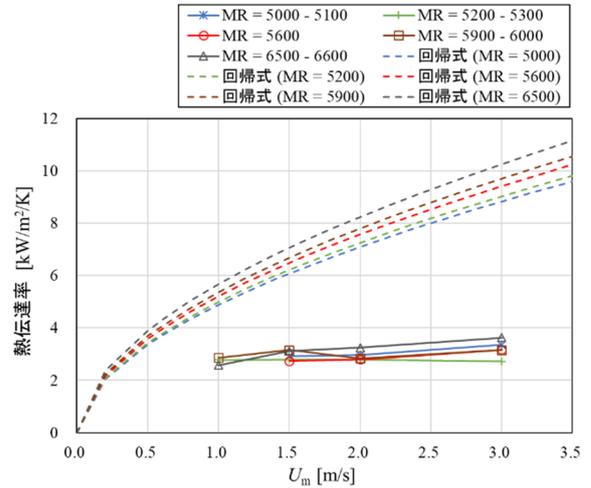
図6 流体および管壁温度の同時測定用センサー



(a) $L=0.3D_b$



(b) $L=0.7D_b$



(c) $L=1.1D_b$

図7 実験にて求めた熱伝達率

4. 数値計算による熱伝達率の推定

4.1 数値計算手法

図8に使用した数値計算のためのメッシュ構造を示す。主管の内径は $D_m = 150$ mm, 分岐管の内径は $D_b = 50$ mmである。主管側の厚みは7.6 mm, 分岐管側の厚みは5.25 mmであり、これらの配管金属を含めてメッシュを設計した。合流部から主管の下流方向に $3D_m$, 上流方向にも $3D_m$, 分岐管方向には $8.5D_b$ の距離を確保した。座標系では、主管の流れ方向を x 軸, 鉛直の上向き方向を z 軸とし、主管と分岐管の中心軸の交点を原点としている。重力は負の z

方向に働いている。メッシュは6面体メッシュを採用し、円管の内面に沿って構築した。また、合流部や壁面近傍の領域では、メッシュ密度を上げて空間の解像度を向上させた。メッシュの総セル数は約65万(648,940)である。大規模渦シミュレーション(LES)を行う場合、速度分布を高精度で捉えるために、十分な数の層状メッシュを設置することが求められる。通常、壁に隣接するメッシュ厚さについて、壁面からの距離 y^+ が粘性境界層に入る条件($y^+ < 5$)を満たす必要があるが、この条件では最大1.58となった。したがって、壁面近傍の計算メッシュの解像度は適切であると評価される。

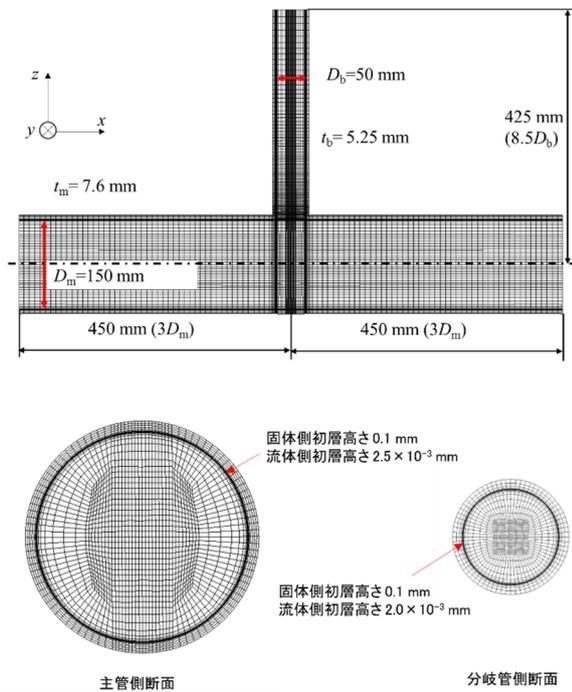


図8 使用した計算メッシュ

表1には採用した計算手法の概要を示している。数値解析には、ANSYS社の商用ソフトウェアFLUENTを用いた。流体の物性値(密度、比熱、熱伝導率、粘性係数)は、温度に基づいた多項式で表現した。密度の温度依存性を取り入れることで浮力の影響を再現した。配管の材質にはSUS304を想定し、その密度、比熱、熱伝導率も同様に温度多項式で定義した。乱流モデルには、過去の数値計算⁽⁵⁾において異なる管径($D_m = 60\text{ mm}$, $D_b = 20\text{ mm}$)での最大侵入深さの再現性が良好だったLarge Eddy Simulation(LES)のDynamic Smagorinskyモデル⁽⁶⁾を採用した。計算の時間刻み幅は 2×10^{-4} 秒とし、定常的なRANSの収束解を初期条件として計算を開始した。配管内の温度が準定常状

態に達した26秒から46秒までの値を使用し熱伝達率を求めた。入口では、Vortex Method⁽⁷⁾を用いて主管側及び分岐管側に乱流強度5%の乱れを与えた。配管外面は断熱条件とした。

表1 計算手法

| | | |
|---------|---------------------------------|---|
| ソフトウェア | ANSYS Fluent 2021 | |
| 流体 | 水(物性値は温度依存) | |
| 配管 | SUS304(物性値は温度依存) | |
| 乱流粘性モデル | LES (Dynamic smagorinsky model) | |
| 入口境界 | 指数則分布+Vortex methodの乱れ | |
| 流出境界 | 圧力流出 | |
| 管内面境界 | 粘着条件 | |
| 管外面境界 | 断熱条件 | |
| 解法 | 圧力・速度連成 | SIMPLEC |
| | 空間の離散化 | 運動量(Bounded Central Differencing) エネルギー(Second order upwind) |
| | 非定常法 | Second order implicit |
| 初期条件 | 定常 RANS 収束解(Realizable k-ε) | |
| 時間刻み幅 | 2×10^{-4} 秒 | |

計算条件を表2に示す。Case1およびCase2は、実験から選んだ2つの条件である。また、Case3およびCase4では、Case1およびCase2の条件を元に入口温度と圧力を変更し、熱伝達率に与える影響を調査した。高温・高圧条件下で運動量比がわずかに低下するのは、主流側の密度が減少するためである。温度および圧力はPWRプラントの起動時における余熱除去システムの一次冷却材温度⁽⁸⁾を考慮して決定した。

表2 計算条件

| Case | | 入口流速 [m/s] | 入口温度 [°C] | 圧力 [MPa] | 運動量 比 M_r [-] |
|------|-----|---------------|--------------|-------------|--------------------|
| 1 | 主管 | 3.0 | 53.7 | 大気圧 | 2,800 |
| | 分岐管 | 0.11 | 23.6 | | |
| 2 | 主管 | 3.0 | 53.6 | 大気圧 | 5,600 |
| | 分岐管 | 0.078 | 23.3 | | |
| 3 | 主管 | 3.0 | 170 | 3.0 | 2,600 |
| | 分岐管 | 0.11 | 20 | | |
| 4 | 主管 | 3.0 | 170 | 3.0 | 5,100 |
| | 分岐管 | 0.078 | 20 | | |

4.2 数値計算結果

4.2.1 温度の分布および時間変化

図9に46秒時点の瞬時温度分布を示す。主流の高温流体が分岐管に侵入することで、流体温度が上昇している様子が確認できる。また、これに伴い管壁の温度も上昇している。流れが衝突している側の管壁の温度は、 z 方向に沿って減少しているように見受けられる。

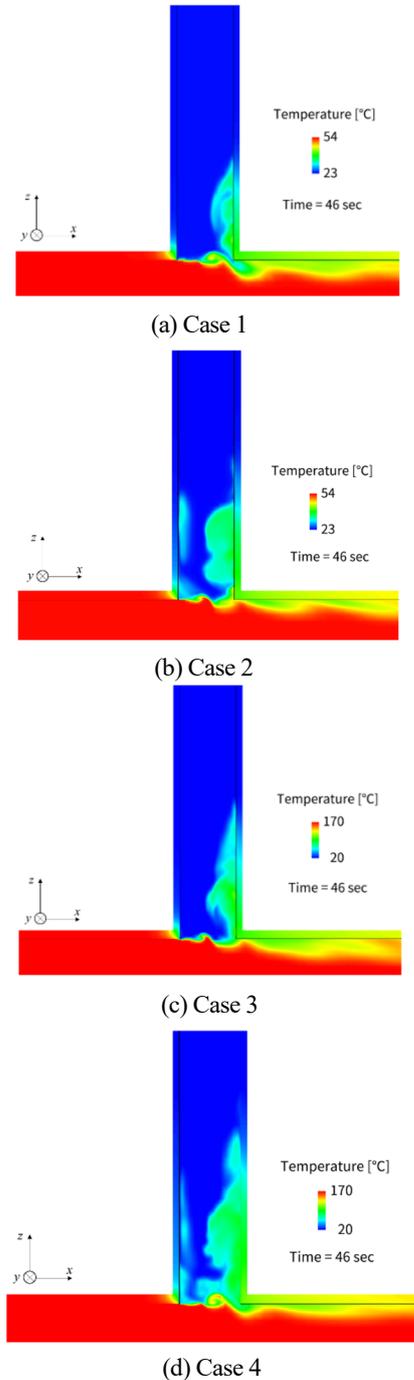
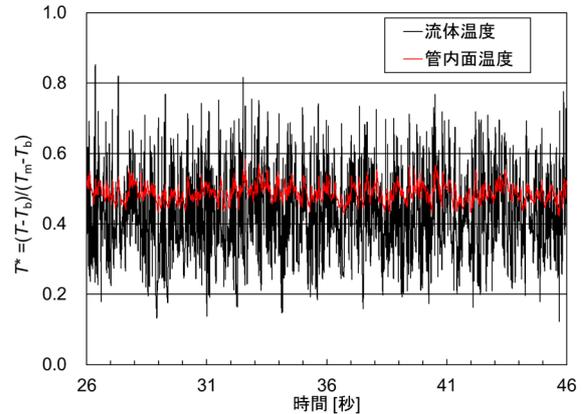


図9 瞬時温度分布

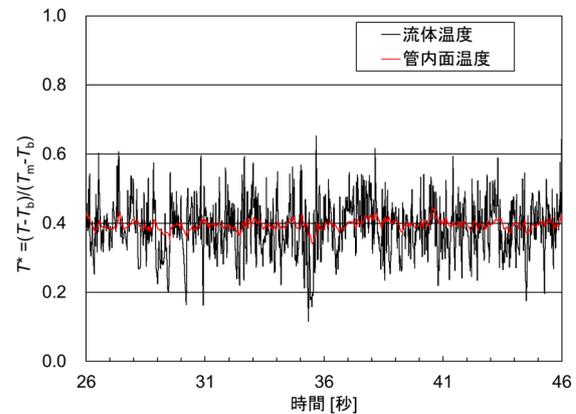
計算で得られた Case3 の流体温度と管内面温度の時間変化を図10に示す。図中の $L = 0.3D_b, 0.7D_b, 1.1D_b$ 位置は前節で示した実験による測定箇所と同じである。温度は、以下の式で無次元化した値である。

$$T^* = \frac{T - T_b}{T_m - T_b} \quad (8)$$

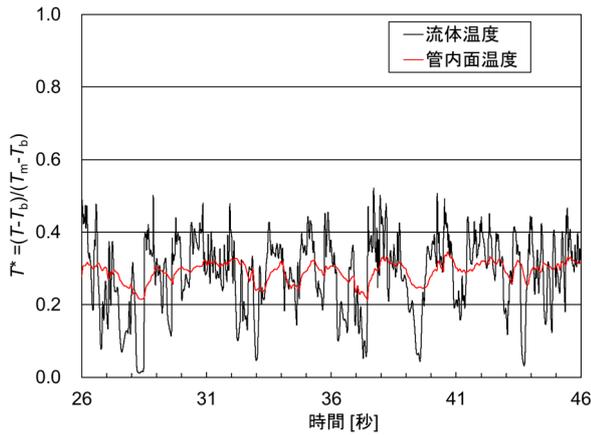
ここで、 T_m と T_b は主管および分岐管入口での流体温度である。いずれの条件でも、流体温度（管内面から1mm位置）が変化することもない、管内面温度も変化しており、その変動の振幅は流体から構造への熱伝達により大きく減衰している。また、 L が増加すると、温度の時間平均値は低下する傾向がある。これは、図9の温度分布図に示した通り、主管側の高温水が分岐管内に侵入することで、温度が上昇しているためである。また、 L が増加すると、温度変動の頻度が減少していることがわかる。これは、主流の侵入深さは時間変化しており、深い位置 (L が大きい位置) では、時間によっては、高温の主流が到達しない箇所があるためである。これらの特徴は他のケースでも同様であった。



(a) $L = 0.3D_b$



(b) $L = 0.7D_b$



(c) $L = 1.1D_b$

図 10 温度の時間変化 (Case3)

4.2.2 温度の周波数特性

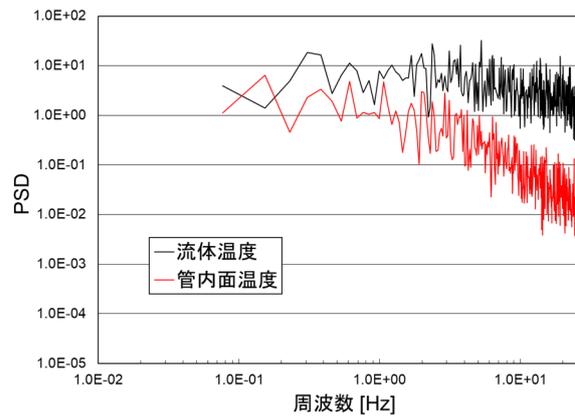
前節で示した $L = 0.3D_b, 0.7D_b, 1.1D_b$ 位置の温度変動の周波数特性を明らかにするため、温度の PSD を算出した。図 11 に Case3 の算出結果を示す。パワースペクトル密度は $65536 = 2^{16}$ 個 (13.1072 秒) のデータから算出した。卓越周波数を明瞭にするため平滑化処理を行った。平滑化は、13.1072 秒の温度データを 0.10 秒ずつずらして計測データから抽出し 60 組作成した後、各々の PSD を算出し、平均化することで行った。熱伝達過程において温度変動量が減衰するため、流体温度の PSD と比較して管内面温度の PSD はいずれの条件でも低下している。その減衰比は、高周波数ほど大きいように見える。これらの特徴は他のケースでも同様であった。

4.2.3 熱伝達率の推定結果

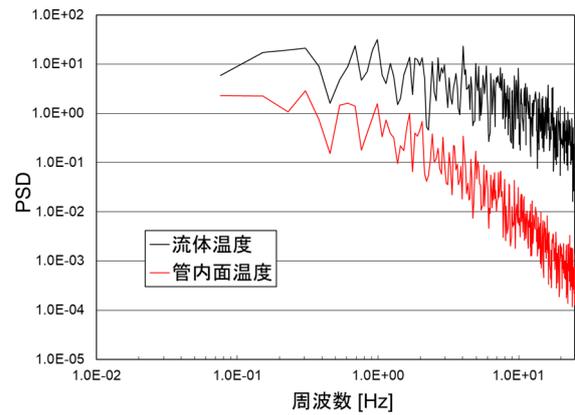
2 章で示した手法により、熱伝達率を算出した。前節に示した管内面温度と壁近傍の流体温度データの PSD から Φ_w/Φ_f を算出した結果を図 12 に示す。ここでは、代表例として Case3 の $L = 0.7D_b$ の場合を示した。図中の赤線は、式(2)の e に含まれる熱伝達率 h をパラメータとした回帰式である。回帰は、0.1Hz から 10Hz の範囲で行った。PSD の算出に使用した温度の時間は 13.1072 秒と比較的短いため 0.3Hz 以下は除外した。また、実験結果に対する算出方法⁹⁾と同じにするため 10Hz 以上の成分も除外した。

図 13 に熱伝達率の推定結果を示す。実験と同じ 3 か所に加え、 $0.1D_b$ 間隔で分岐管軸方向に算出した。 L が増加すると、熱伝達率は減少する傾向があった。これは、過去の数値計算⁹⁾で示した通り、分岐部から離れるにつれ、壁近傍の z 方向流速が減少するためである。また、高温・高

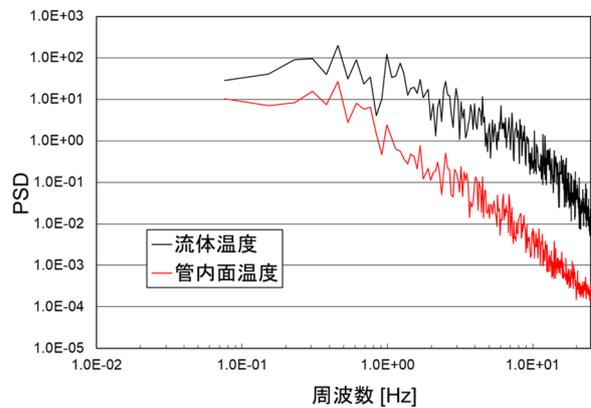
圧条件 (赤線) では熱伝達率は増加する傾向が確認できる。図 14 に熱伝達率の増倍率を示す。増倍率は、同じ流速条件での高温・高圧条件と実験条件 (大気圧条件) の値の比で定義した。図に示す通り、熱伝達率は最大で 2.3 倍となっていた。これは、既報⁹⁾に示した通り高温・高圧条件では壁近傍の z 方向流速が増加するためと考えられる。



(a) $L = 0.3D_b$



(b) $L = 0.7D_b$



(c) $L = 1.1D_b$

図 11 温度のパワースペクトル密度分布 (Case3)

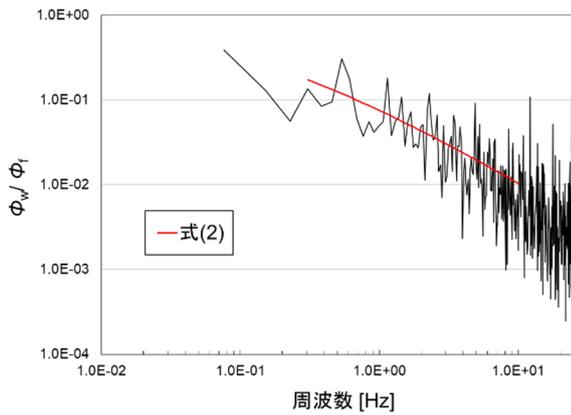


図 12 温度 PSD の比 (Case3, $L = 0.7D_b$)

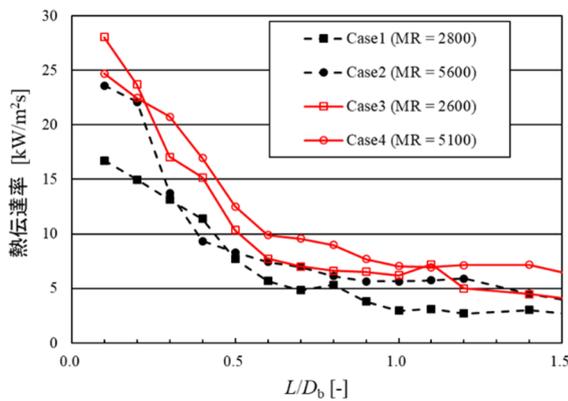


図 13 熱伝達率の分岐管軸方向分布

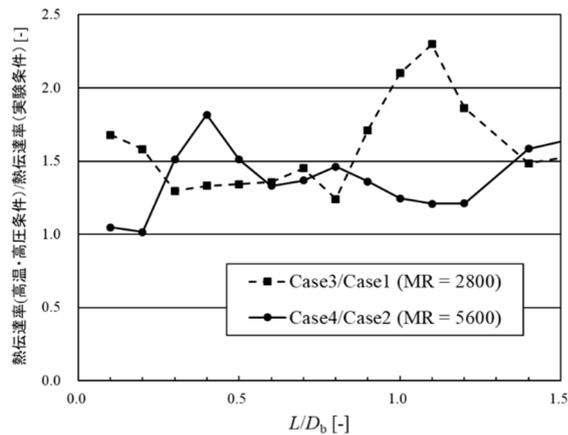


図 14 熱伝達率の増倍率

5. 考察

一般に、強制対流を受ける円管内の乱流熱伝達における熱伝達率 h は、ヌセルト数 Nu を用いて、以下の形で表される。

$$h = \frac{Nu\lambda_f}{D_b} \tag{9}$$

$$Nu = ARe^B Pr^C = A \left(\frac{U_m D_b}{\nu_f} \right)^B Pr^C \tag{10}$$

ここで、 ν_f , Re および Pr は、流体の動粘度、レイノルズ数、プラントル数であり、 A, B, C は、実験により求まる係数である。分岐管内への主流の侵入現象であることを踏まえて、レイノルズ数の代表速度と代表長さは、主流流速、分岐管内径とした。流体の物性値は流体混合平均温度の値から求まる。

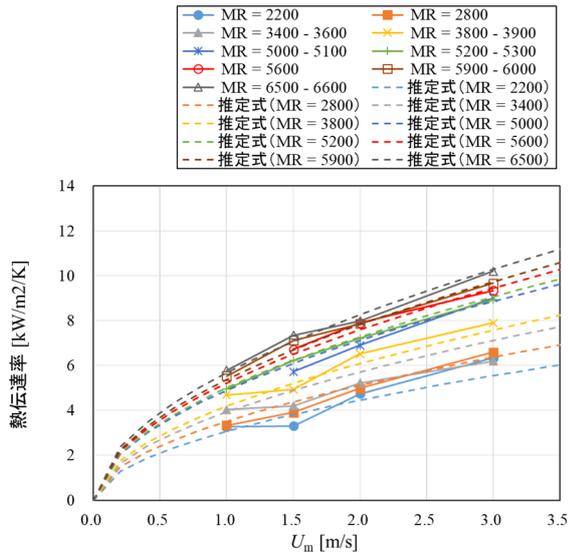
衝突型逆流の流動様式では、式(7)に示したとおり、熱伝達率が主流流速 U_m だけではなく、運動量比 M_R にも依存していた。よって、以下の式が成立すると仮定して、係数 A, C を決めることにした。

$$h = A \frac{\lambda_f}{D_b} M_R^{0.57} \left(\frac{U_m D_b}{\nu_f} \right)^{0.54} Pr^C \tag{11}$$

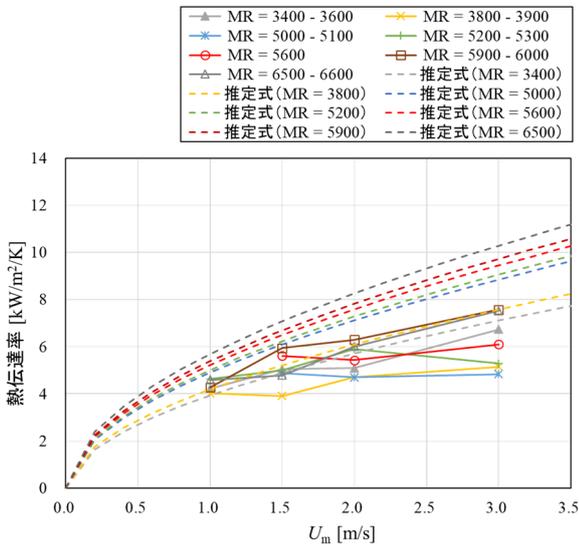
係数を回帰解析にて求めるにあたり、実験から求めた熱伝達率と高温・高圧条件における増倍率 (図 14) をそれらの値に乗じた熱伝達率を使用した。ここで、数値計算で求めた熱伝達率を使用しなかった理由は、既報⁽¹⁰⁾で示した通り、現状の数値計算では管壁近傍の流体温度を過大評価する傾向があるためである。この点は、今後予測手法の改善が必要である。得られた推定式は以下のとおりである。

$$h = 4.92 \times 10^{-3} \frac{\lambda_f}{D_b} M_R^{0.57} \left(\frac{U_m D_b}{\nu_f} \right)^{0.54} Pr^{0.19} \tag{12}$$

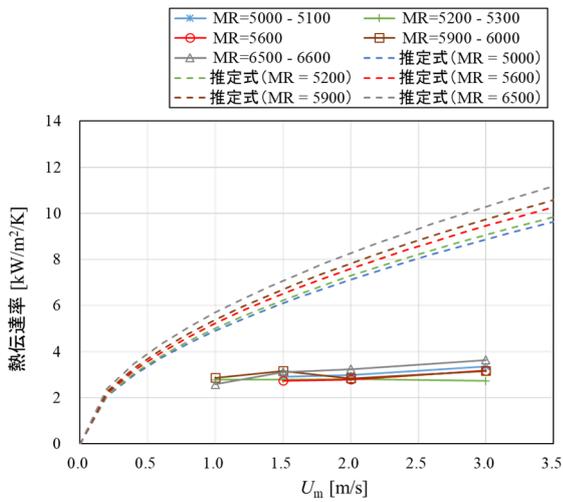
図 15 に実験から求めた熱伝達率の値に上式による推定値を追記した結果を示す。また、図 16 には、高温・高圧条件の場合の比較結果を示す。高温・高圧条件の結果は、実験から求めた熱伝達率に図 14 で示した増倍率を乗ずることによって求めた値である。図に示す通り、 $L = 0.3D_b$ 位置では、比較的うまく推定できていることがわかる。図 17 に $L = 0.3D_b$ 位置での実験値と式(12)から求めた推定値の比較結果を示す。図に示す通り $\pm 16\%$ 以内の差で予測できていることがわかる。一方、 L が増加するに伴い、熱伝達率は減少する傾向があったことから、 $L = 0.7D_b, 1.1D_b$ 位置では、得られた予測式を用いると過大評価の傾向となる。しかしながら、3章で述べたとおり、得られた推定式を用いることで保守的な疲労評価は可能である。



(a) $L = 0.3D_b$



(b) $L = 0.7D_b$



(c) $L = 1.1D_b$

図 15 推定式の値と実験値の比較結果

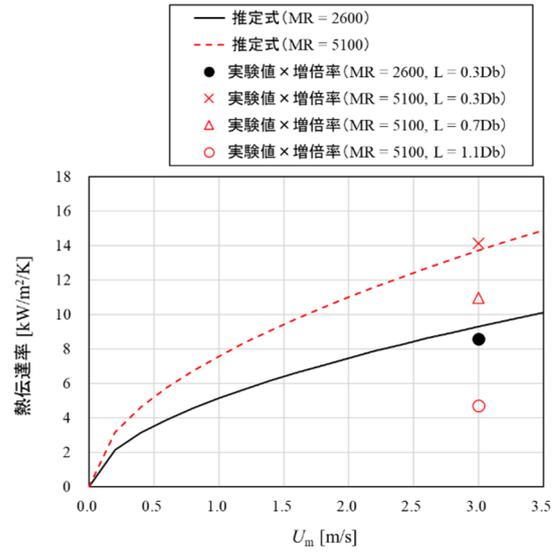


図 16 推定式の値と高温・高圧条件の値との比較

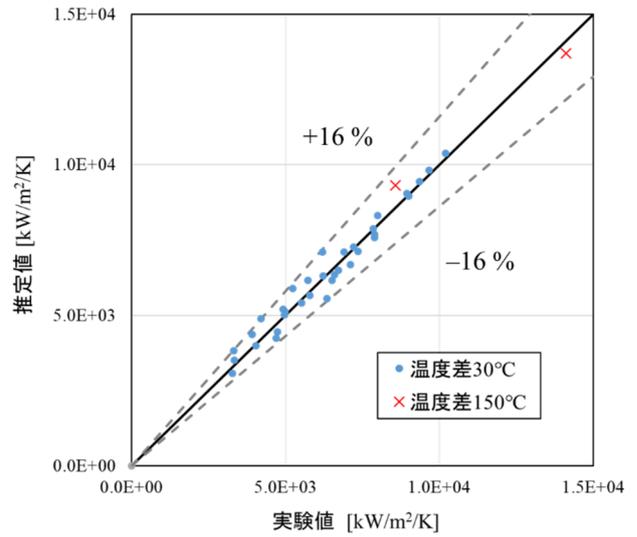


図 17 熱伝達率の推定値 ($L = 0.3D_b$) の誤差評価

6. 結言

本研究では、T字管の高低温水合流部における衝突型逆流現象を対象に数値シミュレーションを実施し、温度および圧力が、熱伝達率に与える影響を調べた。特に、逆流による分岐管内面の熱疲労を想定し、分岐部のコーナー位置 ($L = 0$) から分岐管軸に沿った鉛直方向の熱伝達率分布を明らかにした。主管側の入口流速は 3 m/s とし、分岐管側の入口流速を 0.078 m/s と 0.11 m/s に変化させた2条件の運動量比に対し、温度および圧力の影響を調べた。数値シミュレーションでは、配管も含む流体・構造熱連成解析による非定常計算を行った。その結果、以下の結論が得られた。

- (1) 分岐管内面近傍における流体温度変動が管内面の温度変動を引き起こし、その振幅は流体から構造への熱伝達により大きく減衰していた。
- (2) 流体から構造への熱伝達過程により、流体温度の PSD と比較して管内面温度の PSD はいずれの条件でも低下しており、その減衰比は、周波数が高いほど大きかった。
- (3) パワースペクトル法にて熱伝達率を求めた結果、温度および圧力条件が高くなることで、熱伝達率は最大で 2.3 倍となっていた。これは、過去の数値計算⁽¹⁰⁾で示したとおり、高温・高圧条件では逆流箇所の流速が増加するためと推定される。
- (4) 衝突型逆流の流動様式を対象にした分岐部のコーナー位置近傍の熱伝達率を推定する式を提案した。熱伝達率は分岐部から上流にいくに従い減少する傾向があることが示されたことから、その推定式を用いることで熱疲労防止の観点から保守的な評価が可能である。
- (8) 神田誠, 梅田賢治, 三宅修平他, 原子力教科書 原子力プラント工学, オーム社, p.89, (2009).
- (9) 三好弘二, “T 字合流部の逆流現象に対する数値シミュレーション (合流前温度差が速度および温度分布特性に与える影響)”, INSS JOURNAL, Vol.31, pp.75-82, pp.104-113, (2024).
- (10) 歌野原陽一, 三好弘二, 釜谷昌幸, “T 字合流部の逆流現象による熱疲労評価手法の検討 (数値シミュレーションによる分岐管壁面伝熱の再現)”, 第 25 回動力・エネルギー技術シンポジウム, D212, (2021).

引用文献

- (1) 日本機械学会, JSME S 017 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 (2003).
- (2) Miyoshi, K., Utanohara, Y. and Kamaya, M., “Penetration flow into a branch pipe causing thermal fatigue at a mixing tee”, Nuclear Engineering and Design 360 (2020), 110496.
- (3) Miyoshi, K., “Heat transfer process for penetration flow into a branch pipe causing thermal fatigue at a T-junction”, Nuclear Engineering and Design 417 (2024), 112885.
- (4) Moriya, S., Ogura, K., Shiina, K., Tanimoto, K., Fukuda, T., Minami, Y., “Prediction method of surface temperature fluctuation for thermal striping evaluation”, Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11) (2003), Paper No. 36207.
- (5) 歌野原陽一, 三好弘二, 釜谷昌幸, “T 字配管における衝突型逆流現象の数値シミュレーション”, INSS JOURNAL, Vol.28, pp.75-82, (2021).
- (6) ANSYS, Inc., ANSYS Fluent 理論ガイド, Fluent 2021 R1, (2021), 4.15.2.2.
- (7) ANSYS, Inc., ANSYS Fluent 理論ガイド, Fluent 2021 R1, (2021), 4.15.3.1.

2023年度 関西電力大飯発電所3号機防災訓練 シナリオに基づく解析

Analysis based on Ohi unit 3 emergency exercise scenario of
Kansai Electric Power Co., Inc. held in FY 2023

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki) *1 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) *1

藤本 敦士 (Atsushi Fujimoto) *2

要約 2023年度に、関西電力大飯発電所3号機防災訓練シナリオ検討用としてMAAP解析を実施した。今回のシナリオでは、1回目の全交流電源喪失発生後はアクシデントマネジメント策の実施により炉心損傷が回避できたものの、2回目の全交流電源喪失発生後はアクシデントマネジメント策が実施できず炉心損傷が発生し、原子炉容器破損、格納容器最高使用圧力到達、格納容器最高使用圧力の2倍に到達するというものである。MAAP解析の結果、一部シナリオが成立しない箇所について感度解析を実施し、その結果を反映して再解析を実施し、シナリオが成立することを確認した。解析結果の妥当性確認については、大飯3号機と同じ解析条件で高浜3号機の解析を実施し、解析結果の比較を実施した。その結果、プラント固有の設計の違いにより2回目の全交流電源喪失以降の解析時刻に差が出るが、プラント挙動は概ね一致しており、今回の解析結果が妥当であることを確認した。

キーワード 防災訓練, アクシデントマネジメント, シナリオ解析, MAAP

Abstract A MAAP analysis was conducted as part of Ohi unit 3 emergency exercise scenario consideration of Kansai Electric Power Co., Inc. held in FY 2023. In this scenario, after the first server-room blackout, the implementation of accident management measures successfully prevented core damage. However, after the second server-room blackout, the accident management measures could not be implemented, resulting in core damage, reactor vessel failure, reaching the maximum allowable pressure of the containment vessel, and eventually reaching twice the maximum allowable pressure of the containment vessel. As a result of the MAAP analysis, sensitivity analyses were conducted on certain scenarios that did not hold true, and the results were reflected in a re-analysis to confirm that the scenarios were valid. Regarding the validation of the analysis results, we conducted an analysis of Takahama Unit 3 under the same conditions as for Ohi Unit 3 and compared the analysis results. As a result, differences were observed in the analysis times after the second server-room blackout due to variations in the plant-specific design; however, the plant behavior was generally consistent, confirming the validity of the current analysis results.

Keywords emergency exercise, accident management, scenario analysis, MAAP (Modular Accident Analysis Program)

1. はじめに

原子力安全の基本的な目的は、放射性物質に起因する危険性を顕在化させない、すなわち放射線による有害な影響から人と環境を守ることにあり、その目的は5層からなる深層防護の考え方により達成される⁽¹⁾。その第5層にあたる災害対応については訓練が実施されなければならないとされている。

訓練は万が一の原子力発電所の事故を想定したもので

あり、あえて設計基準対象施設及び重大事故等対処設備等が故障等により機能せず、原子力災害対策特別措置法⁽²⁾第10条第1項（施設敷地緊急事態）および第15条第1項（全面緊急事態）に該当する事象に至る原子力災害を想定して行うこととしている。関西電力では、原子力防災訓練を美浜、高浜、大飯発電所においてそれぞれ年1回実施し、事故への総合的な対応能力について検証および確認を実施している。

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 関西電力 (株)

2. 防災訓練シナリオの概要

今回の大飯 3 号機防災訓練シナリオは、2023 年度に実施された高浜 1 号機防災訓練のシナリオを大飯 3 号機にあうよう検討用として作成されたもので、防災訓練シナリオの概要を表 1 に示す。

起因事象は地震による外部電源喪失、2 回目の全交流電源喪失後にはアクシデントマネジメント策がない状況で事象が進展し、炉心損傷、原子炉容器破損、格納容器最高使用圧力到達、格納容器最高使用圧力の 2 倍到達となるシナリオとしている。

表 1 大飯 3 号機防災訓練シナリオの概要

| 主要事象 |
|---------------------------|
| 地震発生（震度 6 弱） |
| 原子炉自動停止 |
| 外部電源喪失 |
| A,B-非常用 DG 自動起動成功 |
| A,B-CHP 起動 |
| A,B-M/DAFWP 起動 |
| T/DAFWP 起動 |
| B-非常用 DG 故障 |
| *B トレン電源なし |
| 地震発生（2 回目） |
| 一次冷却材漏えい発生 |
| SI 信号発信 |
| ECCS 作動（A トレンのみ） |
| A-CHP 故障停止 |
| A-SIP 起動失敗 |
| A-RHRP 起動 |
| A-CSP 起動 |
| 蓄圧注入開始 |
| 蓄圧注入終了 |
| A-RHRP による低圧注入開始 |
| RWSP への水補給開始 |
| RWSP 水位低到達後、 |
| A-RHRP による低圧再循環運転に切替 |
| A-CSP による CV スプレイ再循環運転に切替 |
| A-M/DAFWP 故障停止 |
| A,B-空冷 DG 故障復旧→起動 |
| B 安全系母線電圧確立 |
| B-RHRP 起動 |
| A,B-空冷 DG 受電盤故障 |
| B 安全系母線停電 |

| |
|--------------------------|
| B-RHRP 停止 |
| A,B-空冷 DG 故障停止 |
| A-非常用 DG 故障停止 |
| *全交流電源喪失発生（1 回目） |
| A-RHRP 停止 |
| A-CSP 停止 |
| 2 次系強制冷却開始 |
| B-非常用 DG 故障復旧→起動 |
| B-RHRP による低圧再循環運転開始 |
| B-CSP による CV スプレイ再循環運転開始 |
| B-非常用 DG 故障 |
| *全交流電源喪失発生（2 回目） |
| B-RHRP 停止 |
| B-CSP 停止 |
| 炉心出口温度 350°C 超過 |
| 炉心損傷 |
| 原子炉容器破損 |
| CV 最高使用圧力到達 |
| CV 最高使用圧力の 2 倍到達 |

- 略語 DG : ディーゼル発電機
 CHP : 充てんポンプ
 M/DAFWP : 電動補助給水ポンプ
 T/DAFWP : タービン動補助給水ポンプ
 SI : 安全注入
 ECCS : 非常用炉心冷却装置
 SIP : 高圧注入ポンプ
 RHRP : 余熱除去ポンプ
 CSP : 格納容器スプレイポンプ
 RWSP : 燃料取替用水ピット
 CV : 格納容器

大飯発電所 3 号機が定格熱出力一定運転中のところ地震が発生し、原子炉自動停止および外部電源が喪失する。この時、A、B 非常用ディーゼル発電機の起動に成功し、A、B 充てんポンプ、A、B 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプが自動起動する。

B 非常用ディーゼル発電機が故障停止し、B 充てんポンプ、B 電動補助給水ポンプが停止する。

再度地震が発生し、1 次冷却系統低温側配管において一次冷却材漏えいが発生する。安全注入信号が発信し、A トレンのみ非常用炉心冷却装置が作動する。この時、A 充てんポンプ故障停止、A 高圧注入ポンプ起動失敗、A 余熱除去ポンプ起動成功となる。その後、蓄圧注入、格納容器ス

プレイポンプ起動による格納容器スプレイ, A 余熱除去ポンプによる低圧注入を開始する。

燃料取替用水ピットへの水補給を開始する。

燃料取替用水ピット水位低到達後, A 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転, A 格納容器スプレイポンプによるスプレイ再循環運転に切替える。

A 電動補助給水ポンプがトリップする。

A, B 空冷非常用発電機が復旧し, B 安全系母線電源が確立する。B 余熱除去ポンプを起動する。

A, B 空冷非常用発電機受電盤故障により B 安全系母線が停電し, B 余熱除去ポンプが停止する。

A, B 空冷非常用発電機および A 非常用ディーゼル発電機がトリップし, 全交流電源喪失となる。それにより, A 余熱除去ポンプおよび A 格納容器スプレイポンプが停止する。2 次系強制冷却を開始する。

B 非常用ディーゼル発電機が復旧し, B 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転, B 格納容器スプレイポンプによるスプレイ再循環運転を開始する。

B 非常用ディーゼル発電機が故障し, 再び全交流電源喪失となる。

その後, アクシデントマネジメント策がない状況で事象が進展し, 炉心損傷, 原子炉容器破損, 格納容器最高使用圧力到達, 格納容器最高使用圧力の 2 倍到達となる。

3. 防災訓練シナリオの試解析結果

今回の防災訓練シナリオについて, シビアアクシデント解析コード MAAP4⁽⁹⁾を用いて試解析を実施した。試解析結果は表 2 の通りであり, 事象発生から 5 時間後の全交流電源喪失発生後, B 非常用ディーゼル発電機が復旧する 6 時間 05 分 (全交流電源喪失発生から 65 分後) よりも前の 5 時間 52 分 (全交流電源喪失発生から 52 分後) に炉心損傷してしまうため, 表 1 のシナリオが成立しないことが判明した。炉心出口温度のグラフを図 1 に示す。

表 2 大飯 3 号機防災訓練シナリオの試解析結果

| 経過時間 | 主要事象 |
|------|---|
| 0:00 | 地震発生 (震度 6 弱) 原子炉自動停止 外部電源喪失 A,B-非常用 DG 自動起動成功 A,B-CHP 起動 A,B-M/DAFWP 起動 T/DAFWP 起動 |

| | |
|------|--|
| 0:45 | B-非常用 DG 故障 *B トレン電源なし |
| 2:00 | 地震発生 (2 回目) 一次冷却材漏えい発生 SI 信号発信 ECCS 作動 (A トレンのみ) A-CHP 故障停止 A-SIP 起動失敗 A-RHRP 起動 A-CSP 起動 |
| 2:01 | 蓄圧注入開始 |
| 2:02 | 蓄圧注入終了 A-RHRP による低圧注入開始 |
| 2:30 | RWSP への水補給開始 |
| 3:00 | A-M/DAFWP 故障停止 |
| 3:16 | RWSP 水位低到達 A-RHRP による低圧再循環運転に切替 A-CSP による CV スプレイ再循環運転に切替 |
| 4:00 | A,B-空冷 DG 故障復旧→起動 B 安全系母線電圧確立 B-RHRP 起動 |
| 4:20 | A,B-空冷 DG 受電盤故障 B 安全系母線停電 B-RHRP 停止 |
| 5:00 | A,B-空冷 DG 故障停止 A-非常用 DG 故障停止 *全交流電源喪失発生 A-RHRP 停止 A-CSP 停止 2 次系強制冷却開始 |
| 5:33 | 炉心出口温度 350°C 超過 |
| 5:52 | 炉心損傷 |
| 6:05 | B-非常用 DG 故障復旧→起動 B-RHRP による低圧再循環運転開始 B-CSP による CV スプレイ再循環運転開始 |

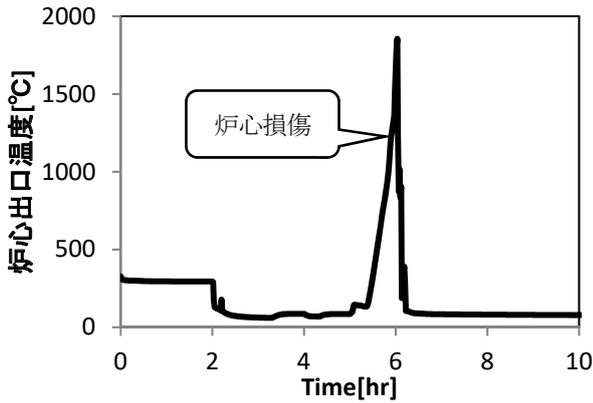


図1 炉心出口温度

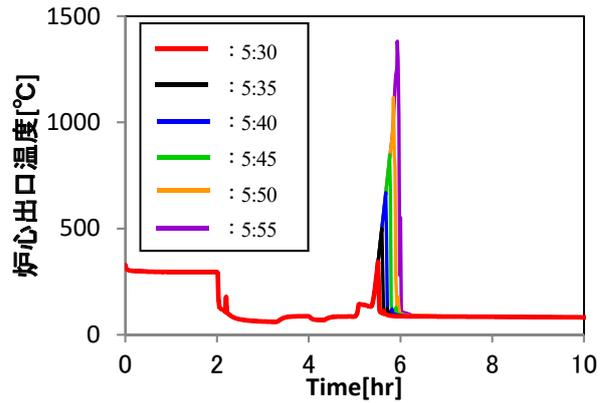


図2 炉心出口温度の比較

4. 感度解析結果

試解析の結果、B 非常用ディーゼル発電機が復旧する前に炉心損傷に至るため、B 非常用ディーゼル発電機の復旧時刻を前倒して炉心損傷を回避するよう調整した。B 非常用ディーゼル発電機復旧時刻変更による感度解析結果を表3、炉心出口温度の比較のグラフを図2に示す。

感度解析の結果、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350°C以上、格納容器高レンジエリアモニタ指示値 1×10^5 mSv/h 以上を踏まえ、B 非常用ディーゼル発電機復旧時刻は事象発生から5時間30分後（全交流電源喪失発生から30分後）を採用する。

表3 B 非常用ディーゼル発電機復旧時刻変更による感度解析結果

| B 非常用ディーゼル発電機復旧時刻 | 炉心出口温度 (最大) | 格納容器高レンジエリアモニタ |
|-------------------|-------------|----------------|
| 5:30 | 343.6°C | ○ |
| 5:35 | 500.5°C | ○ |
| 5:40 | 669.0°C | ○ |
| 5:45 | 847.1°C | △ (燃料被覆管破損) |
| 5:50 | 1117.1°C | △ (燃料被覆管破損) |
| 5:55 | 1382.3°C | × (炉心損傷) |

5. 感度解析結果を反映した再解析結果

感度解析結果を反映して大飯3号機防災訓練シナリオの再解析を実施した。大飯3号機防災訓練シナリオ再解析結果を表4、主要なプラントパラメータの挙動について1次冷却材圧力、原子炉容器水位、炉心出口温度、格納容器圧力 (20時間)、格納容器圧力 (100時間) のグラフをそれぞれ図3~7に示す。

表4 大飯3号機防災訓練シナリオの再解析結果

| 経過時間 | 主要事象 |
|------|---|
| 0:00 | 地震発生 (震度6弱) 原子炉自動停止 外部電源喪失 A,B-非常用 DG 自動起動成功 A,B-CHP 起動 A,B-M/DAFWP 起動 T/DAFWP 起動 |
| 0:45 | B-非常用 DG 故障 *B トレン電源なし |
| 2:00 | 地震発生 (2回目) 一次冷却材漏えい発生 SI 信号発信 ECCS 作動 (A トレンのみ) A-CHP 故障停止 A-SIP 起動失敗 A-RHRP 起動 |
| 2:01 | 蓄圧注入開始 A-CSP 起動 |
| 2:02 | 蓄圧注入終了 A-RHRP による低压注入開始 |

| | |
|-------|---|
| 2:30 | RWSP への水補給開始 |
| 3:00 | A-M/DAFWP 故障停止 |
| 3:16 | RWSP 水位低到達 A-RHRP による低圧再循環運転に切替 A-CSP による CV スプレー再循環運 転に切替 |
| 4:00 | A,B-空冷 DG 故障復旧→起動 B 安全系母線電圧確立 B-RHRP 起動 |
| 4:20 | A,B-空冷 DG 受電盤故障 B 安全系母線停電 B-RHRP 停止 |
| 5:00 | A,B-空冷 DG 故障停止 A-非常用 DG 故障停止 *全交流電源喪失発生 (1 回目) A-RHRP 停止 A-CSP 停止 2 次系強制冷却開始 |
| 5:30 | B-非常用 DG 故障復旧→起動 B-RHRP による低圧再循環運転開始 B-CSP による CV スプレー再循環運 転開始 |
| 11:15 | B-非常用 DG 故障 *全交流電源喪失発生 (2 回目) B-RHRP 停止 B-CSP 停止 |
| 12:21 | 炉心出口温度 350°C 超過 |
| 12:58 | 炉心損傷 |
| 16:41 | 原子炉容器破損 |
| 55:03 | CV 最高使用圧力到達 |
| 84:52 | CV 最高使用圧力の 2 倍到達 |

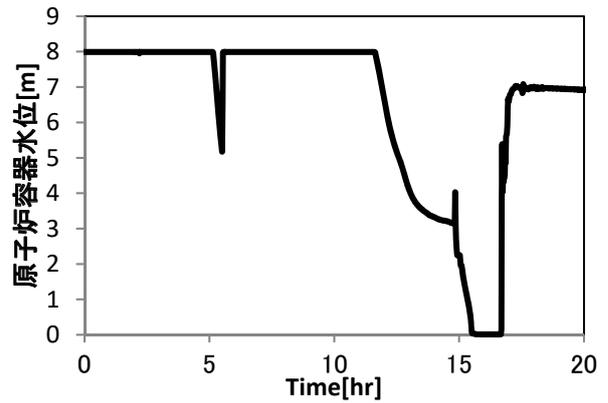


図4 原子炉容器水位

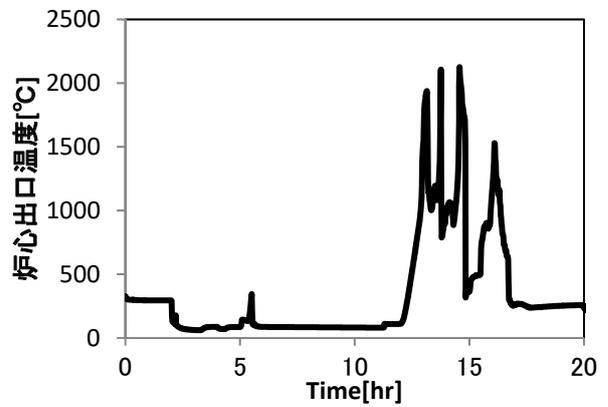


図5 炉心出口温度

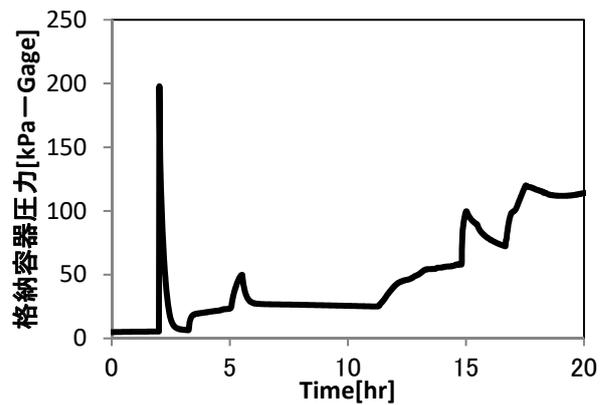


図6 格納容器圧力 (20 時間)

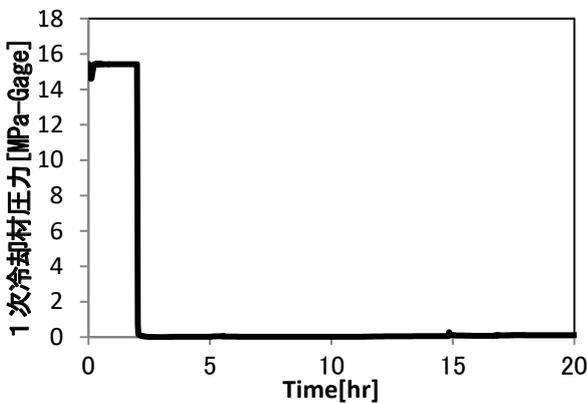


図3 1次冷却材圧力

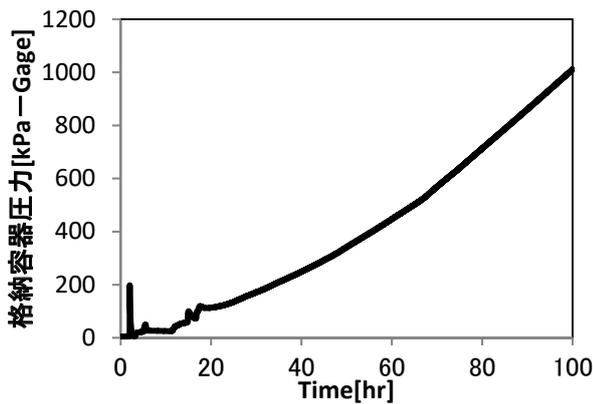


図7 格納容器圧力 (100 時間)

再解析結果の概要は以下の通りである。

大飯発電所 3 号機が定格熱出力一定運転中のところ地震が発生し、原子炉自動停止および外部電源が喪失した。この時、A、B 非常用ディーゼル発電機の起動に成功し、A、B 充てんポンプ、A、B 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプが自動起動した。

事象発生から 45 分後に、B 非常用ディーゼル発電機が故障停止し、B 充てんポンプ、B 電動補助給水ポンプが停止した。

事象発生から 2 時間後に、再度地震が発生し、1 次冷却系統低温側配管において一次冷却材漏えいが発生した。安全注入信号が発信し、A トレンのみ非常用炉心冷却装置が作動した (B トレン電源なし)。この時、A 充てんポンプ故障停止、A 高圧注入ポンプ起動失敗、A 余熱除去ポンプ起動成功となった。

事象発生から 2 時間 01 分後に、蓄圧注入を開始した。また、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値到達により、格納容器スプレイポンプが起動し格納容器スプレイを開始した。

事象発生から 2 時間 02 分後に、蓄圧注入が終了し、A 余熱除去ポンプによる低圧注入を開始した。

事象発生から 2 時間 30 分後に、燃料取替用水ピットへの水補給を開始した。

事象発生から 3 時間後に、A 電動補助給水ポンプがトリップした。

事象発生から 3 時間 16 分後に、燃料取替用水ピット水位低に到達したことにより、A 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転、A 格納容器スプレイポンプによるスプレイ再循環運転に切替えた。

事象発生から 4 時間後に、A、B 空冷非常用発電機が復旧し、B 安全系母線電源が確立したので、B 余熱除去ポン

プを起動した。

事象発生から 4 時間 20 分後に、A、B 空冷非常用発電機受電盤故障により B 安全系母線が停電し、B 余熱除去ポンプが停止した。

事象発生から 5 時間後に、A、B 空冷非常用発電機および A 非常用ディーゼル発電機がトリップし、1 回目の全交流電源喪失となった。それにより、A 余熱除去ポンプおよび A 格納容器スプレイポンプが停止した。また、2 次系強制冷却を開始した。

事象発生から 5 時間 30 分後に、B 非常用ディーゼル発電機が復旧し、B 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転、B 格納容器スプレイポンプによるスプレイ再循環運転を開始した。

事象発生から 11 時間 15 分後に、B 非常用ディーゼル発電機が故障し、2 回目の全交流電源喪失となった。

その後、アクシデントマネジメント策がない状況で事象が進展し、事象発生から 12 時間 58 分後に炉心損傷、16 時間 41 分後に原子炉容器破損、55 時間 03 分後に格納容器最高使用圧力到達、84 時間 52 分後に格納容器最高使用圧力の 2 倍到達となった。

再解析の結果、事象発生から 5 時間後の 1 回目の全交流電源喪失発生後、B 非常用ディーゼル発電機の復旧時刻を 5 時間 30 分 (全交流電源喪失発生から 30 分後) に変更することにより炉心損傷を回避し、シナリオが成立することが確認できた。

6. 解析結果の妥当性確認

解析結果の妥当性確認については、大飯 3 号機と同じ解析条件で高浜 3 号機の解析を実施し、解析結果の比較を実施した。大飯 3 号機と高浜 3 号機の解析結果の比較を表 5 に示す。また、主要なプラントパラメータの挙動について 1 次冷却材圧力、原子炉容器水位、炉心出口温度、格納容器圧力 (20 時間)、格納容器圧力 (100 時間) の比較グラフをそれぞれ図 8~12 に示す。

大飯 3 号機と高浜 3 号機の解析結果を比較した結果、2 回目の全交流電源喪失から原子炉容器破損までは、ループ数、燃料集合体数の違いにより原子炉容器水位、炉心出口温度については高浜 3 号機に比べて大飯 3 号機の事象進展が早く進み、原子炉容器破損以降は格納容器の大きさの違いにより格納容器圧力は高浜 3 号機に比べて大飯 3 号機の事象進展が早く進む。なお、MAAP 解析では格納容器最高使用圧力の 3 倍到達で格納容器破損を想定しているため、高浜 3 号機は当該圧力到達による格納容器破損に

より格納容器圧力が低下する。

プラント固有の設計の違いにより事象進展に差が出るが、プラント挙動は概ね一致しており、今回の解析結果が妥当であることが確認できた。

表 5 大飯 3 号機と高浜 3 号機の解析結果の比較

| 主要事象 | 大飯 3 号機 | 高浜 3 号機 |
|---|---------|---------|
| 地震発生 (震度 6 弱) 原子炉自動停止 外部電源喪失 A,B-非常用 DG 自動起動成功 A,B-CHP 起動 A,B-M/DAFWP 起動 T/DAFWP 起動 | 0:00 | 0:00 |
| B-非常用 DG 故障 *B トレン電源なし | 0:45 | 0:45 |
| 地震発生 (2 回目) 一次冷却材漏えい発生 SI 信号発信 ECCS 作動 (A トレンのみ) A-CHP 故障停止 A-SIP 起動失敗 A-RHRP 起動 | 2:00 | 2:00 |
| 蓄圧注入開始 A-CSP 起動 | 2:01 | 2:01 |
| 蓄圧注入終了 A-RHRP による低圧注入開始 | 2:02 | 2:02 |
| RWSP への水補給開始 | 2:30 | 2:30 |
| A-M/DAFWP 故障停止 | 3:00 | 3:00 |
| RWSP 水位低到達 A-RHRP による低圧再循環運転に切替 A-CSP による CV スプレイ再循環運転に切替 | 3:16 | 2:55 |
| A,B-空冷 DG 故障復旧→起動 B 安全系母線電圧確立 B-RHRP 起動 | 4:00 | 4:00 |
| A,B-空冷 DG 受電盤故障 B 安全系母線停電 | 4:20 | 4:20 |

| | | |
|---|-------|-------|
| B-RHRP 停止 | | |
| A,B-空冷 DG 故障停止 A-非常用 DG 故障停止 *全交流電源喪失発生 (1 回目) A-RHRP 停止 A-CSP 停止 2 次系強制冷却開始 | 5:00 | 5:00 |
| B-非常用 DG 故障復旧→起動 B-RHRP による低圧再循環運転開始 B-CSP による CV スプレイ再循環運転開始 | 5:30 | 5:30 |
| B-非常用 DG 故障 *全交流電源喪失発生 (2 回目) B-RHRP 停止 B-CSP 停止 | 11:15 | 11:15 |
| 炉心出口温度 350°C 超過 | 12:21 | 13:41 |
| 炉心損傷 | 12:58 | 14:18 |
| 原子炉容器破損 | 16:41 | 18:05 |
| CV 最高使用圧力到達 | 55:03 | 39:09 |
| CV 最高使用圧力の 2 倍到達 | 84:52 | 61:59 |

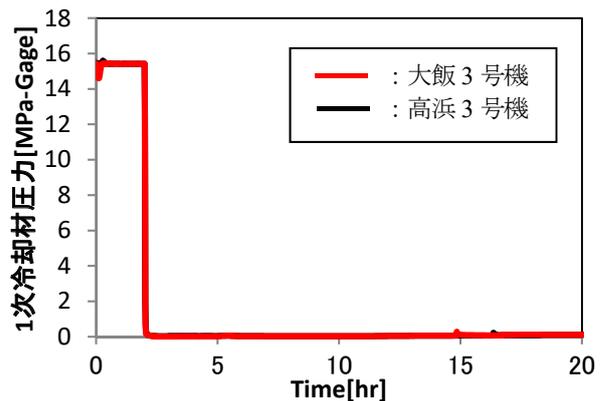


図 8 1 次冷却材圧力の比較

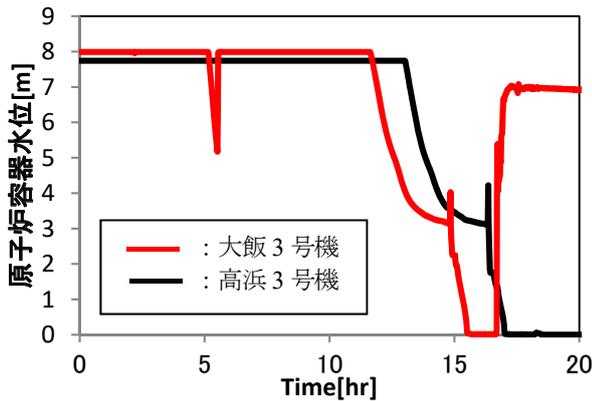


図9 原子炉容器水位の比較

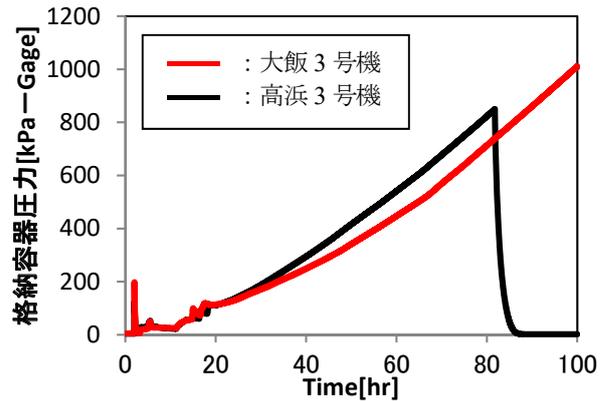


図12 格納容器圧力（100時間）の比較

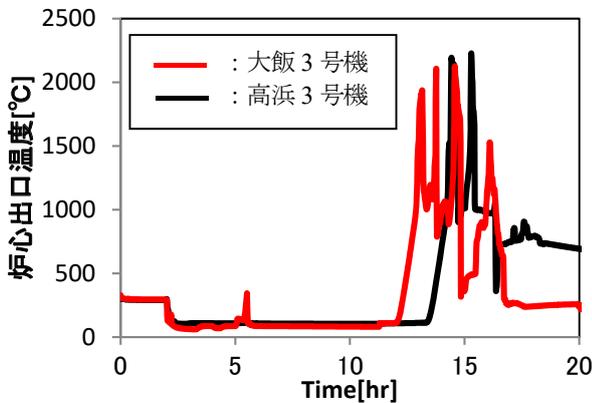


図10 炉心出口温度の比較

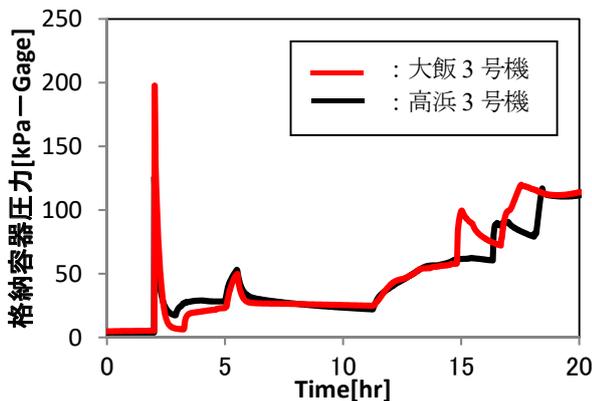


図11 格納容器圧力（20時間）の比較

7. おわりに

2023年度に、関西電力大飯発電所3号機防災訓練シナリオ検討用としてMAAP解析を実施した。今回のシナリオでは、1回目の全交流電源喪失発生後はアクシデントマネジメント策の実施により炉心損傷が回避できたものの、2回目の全交流電源喪失発生後はアクシデントマネジメント策が実施できず炉心損傷が発生し、原子炉容器破損、格納容器最高使用圧力到達、格納容器最高使用圧力の2倍に到達した。

MAAP解析の結果、一部シナリオが成立しない箇所について感度解析を実施し、その結果を反映して再解析を実施し、シナリオが成立することを確認した。

解析結果の妥当性確認については、大飯3号機と同じ解析条件で高浜3号機の解析を実施し、解析結果の比較を実施した。その結果、プラント固有の設計の違いにより2回目の全交流電源喪失以降の解析時刻に差が出るが、プラント挙動は概ね一致しており、今回の解析結果が妥当であることを確認した。

引用文献

- (1) IAEA, "Basic Safety Principles Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1", INSAG-12,(1999).
- (2) 内閣府ホームページ, "原子力災害対策特別措置法", <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=411AC0000000156>.
- (3) Electric Power Research Institute (EPRI), "Modular Accident Analysis Program, MAAP4 User's Manual", (2007).

COBRA-EN のクロスフローモデルの検討

Evaluation of Cross Flow Models in COBRA-EN

西田 浩二 (Koji Nishida)^{*1} 櫻井 征太郎 (Seitaro Sakurai)^{*1} 高浪 祐明 (Hiroaki Takanami)^{*1}

要約 サブチャンネル解析コード COBRA-EN のクロスフローモデルを、圧力 7 MPa における 3×3 集合体、圧力 16 MPa における 4×4 集合体のコーナー、サイド、インナーサブチャンネルの質量速度、クオリティの測定値を用いて検討した。計算値は 7 MPa におけるコーナーサブチャンネルの質量速度の測定値を過小評価、クオリティの測定値を過大評価した。また計算値は 16 MPa におけるコーナーサブチャンネルの質量速度を若干過小評価するが、サイド、インナーの質量速度、クオリティの計算値は測定値と比較的良く一致した。ボイドドリフトが流動様式に依存すると考え、ボイドドリフト係数をボイド率の関数としたボイドドリフトモデルを COBRA-EN に実装した。ボイドドリフトモデルの実装により、7 MPa におけるコーナーサブチャンネルの質量速度、クオリティの計算値が測定値に近づいた。16 MPa におけるコーナー、サイド、インナーサブチャンネルの質量速度、クオリティの計算値は実装前と大きく差はなく、コーナーサブチャンネルの質量速度を若干過小評価するが、計算値と測定値は比較的良く一致することを確認した。

キーワード 燃料集合体、サブチャンネル解析、クロスフロー、質量速度、クオリティ、ボイドドリフト

Abstract The cross flow model of the subchannel analysis code COBRA-EN was evaluated using measured mass velocities and qualities of the corner, side, and center subchannels of a 3 × 3 assembly at 7 MPa and a 4 × 4 assembly at 16 MPa. The computed values underestimated for the mass velocity and overestimated for the quality of the corner subchannel at 7 MPa. The computed values slightly underestimated for the mass velocity of the corner subchannel at 16 MPa, but the computed qualities were relatively consistent with the measured values. Considering that the void drift depends on the flow pattern, the void drift coefficient as a function of void fraction was incorporated into COBRA-EN. With the implementation of the void drift model, the computed mass velocities and qualities at the corner, side, and center at 7 MPa showed better estimation of the measured values, and the computed mass velocities and qualities at the corner, side, and center at 16 MPa did not differ significantly from those before implementation and agreed relatively well.

Keywords fuel bundle, subchannel analysis, cross flow, mass velocity, quality, void drift

1. はじめに

過渡、事故時の炉心の熱水力挙動、燃料被覆管温度を評価することは、炉心の健全性を判断する上で必要である。それらの評価には、燃料集合体を最小単位とする RELAP5⁽¹⁾、TRAC⁽²⁾等のシステム解析コードが一般的に用いられている。また、燃料集合体の熱流動挙動をサブチャンネル（燃料棒等で囲まれた小流路）単位で評価する COBRA-EN⁽³⁾、COBRAG⁽⁴⁾等のサブチャンネル解析コードがあり、システム解析コードとサブチャンネル解析コードを連携させて炉心の熱水力挙動、燃料被覆管温度を詳細に評価する解析手法の開発も進められている⁽⁵⁾⁽⁶⁾。

PWR の熱水力設計の検討項目の一つに Critical Heat Flux (CHF) があり、CHF の評価にはサブチャンネル解析コードと CHF 相関式が用いられている。CHF 相関式は、想定さ

れる燃料集合体の熱水力条件を包含する試験データに基づいて作成される。

INSS では、過渡、事故解析コード RELAP5 への適用を前提に、サブチャンネル解析コード COBRA-EN の整備を進めている。これまでに COBRA-EN と EPRI の CHF 相関式をコロンビア大学の CHF 試験⁽⁷⁾に適用し、高い予測精度があることを確認している⁽⁸⁾。

コロンビア大学の CHF 試験は PWR を対象に 12.7~16.1 MPa の高圧条件で実施されているが、事故時には 1 次系圧力が 2 次系圧力近くまで低下する場合もあることから、低圧条件も含めて COBRA-EN の適用性を確認することが望まれる。

サブチャンネル解析では、サブチャンネル毎の流量、エンタルピーを隣接するサブチャンネルとのクロスフローを考慮して評価する。COBRA-EN のサブチャンネル間の

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

クロスフローの計算では、隣接するサブチャンネル間の圧力差による差圧移動と速度変動による乱流混合がモデル化されている。7 MPa では、隣接サブチャンネル間の時間平均の差圧が無くても、流れが平衡状態に近づく様にボイドドリフト⁹⁾によるクロスフローが生じることが示されている。

本研究では低圧 7 MPa から運転圧力相当の 16 MPa に適用できる COBRA-EN のクロスフローモデルの構築を目標としている。本報では COBRA-EN のクロスフローモデルにボイドドリフトモデルを実装し、7 MPa、16 MPa における集合体のサブチャンネル質量速度、クオリティの測定値を用いてクロスフローモデルについて検討する。

2. クロスフロー試験

2.1 試験の概要

本研究では、COBRA-EN のクロスフローモデルを圧力 7 MPa で実施された Lahey ら⁽¹⁰⁾の 3×3 集合体の試験データ、圧力 16 MPa で実施された Herkenrath ら⁽¹¹⁾の 4×4 集合体の試験データを用いて検討する。検討に用いたデータ範囲を表 1 に示す。本研究では、ボイドドリフトについて検討することから、集合体出口でのクオリティが 0 より大きいデータを用いた。

Lahey ら⁽¹⁰⁾の 3×3 集合体を図 1 に示す。内幅 58.8 mm のチャンネル内に外径 14.48 mm のヒータロッドを 3×3 に正方配列した。発熱長は 1.8 m であり、その下方の非加熱長は 1.2 m であった。ヒータロッドの相対出力は均一であり、軸方向の出力分布も同様であった。ヒータロッドの間隙は細いピンによって維持した。これにより燃料スペーサでの強制混合を出来るだけ排除したクロスフロー試験データを得た。試験では、集合体出口のサブチャンネル①、②、③を薄板で仕切り、各サブチャンネルの流量は熱交換器で蒸気を凝縮させた後に流量計で計測し、クオリティは熱交換器での熱交換量を測定して算出した。

Herkenrath ら⁽¹¹⁾の 4×4 集合体を図 2 に示す。内幅 59.5 mm のチャンネル内に外径 10.75 mm のヒータロッドを 4×4 に正方配列した。発熱長は実機相当の 3.66 m であり、スペーサが軸方向に 0.5 m の間隔で 8 段設けられた。試験では燃料スペーサによる強制混合が含まれたクロスフロー試験データを得た。ヒータロッドの相対出力は均一であり、軸方向の出力分布も同様であった。集合体出口のサブチャンネル①～⑤を薄板で仕切り、Lahey らの試験と同様な方法でサブチャンネルの流量、クオリティを測定した。

表 1 データ範囲

| | 3×3 | 4×4 |
|---------------------------------------|-----------|-----------|
| Pressure [MPa] | 7 | 16 |
| Mass velocity [kg/(m ² s)] | 720-1460 | 2180-3250 |
| Exit quality [-] | 0.03-0.32 | 0.05-0.20 |

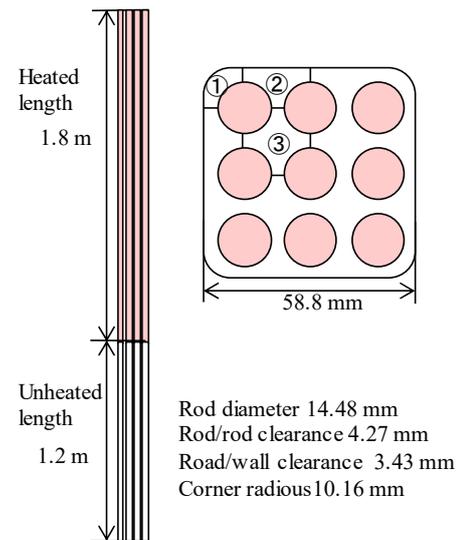


図 1 7 MPa における 3×3 集合体⁽¹⁰⁾

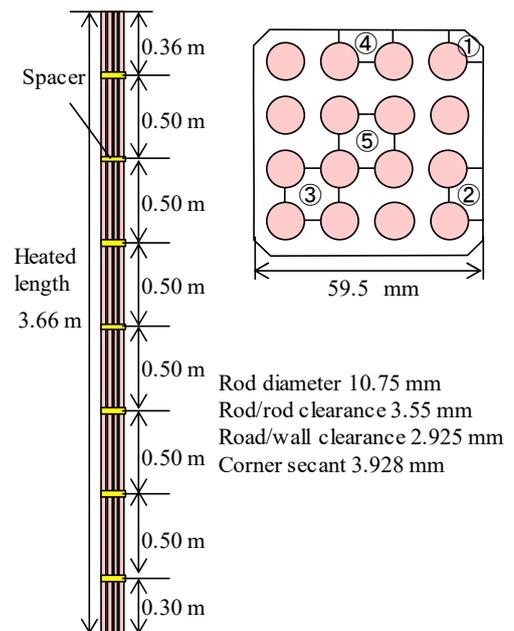


図 2 16 MPa における 4×4 集合体⁽¹¹⁾

2.2 試験データの特徴

圧力 7 MPa における 3×3 集合体、圧力 16 MPa における 4×4 集合体で測定された集合体出口のサブチャンネルの質量速度、クオリティの特徴について述べる。

圧力 7 MPa における 3×3 集合体出口のサブチャンネル①, ②, ③ (以後、コーナー、サイド、インナーと称す) の質量速度を集合体平均の質量速度に対して図 3 に示す。コーナー、サイドの質量速度は集合体平均より小さくなる傾向があり、逆に、インナーの質量速度は集合体平均より若干ではあるが大きくなる傾向がある。

3×3 集合体出口のクオリティの測定値を集合体平均の出口クオリティに対して図 4 に示す。コーナー、サイドのクオリティは集合体平均より小さくなる傾向があり、逆に、インナーは集合体平均より若干大きくなる傾向がある。

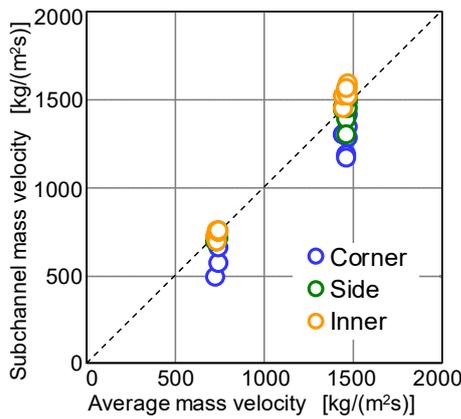


図 3 サブチャンネルの質量速度 (7 MPa)⁽¹⁰⁾

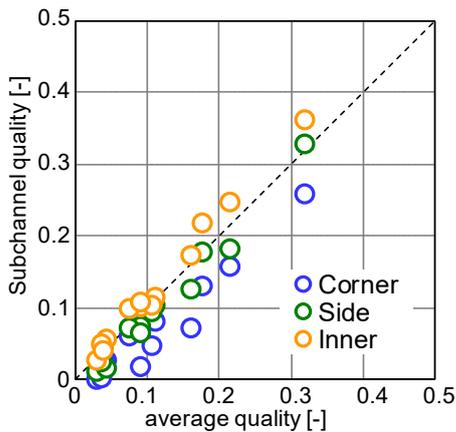


図 4 サブチャンネルのクオリティ (7 MPa)⁽¹⁰⁾

圧力 16 MPa における 4×4 集合体出口でのサブチャンネルの質量速度、クオリティはサブチャンネル①～⑤で測

定された。圧力 7 MPa での 3×3 集合体の測定結果と比較するために、代表的なサブチャンネル①, ②, ③ (以後、コーナー、サイド、インナーと称す) の質量速度、クオリティを集合体平均に対して図 5 に示す。

コーナー、サイド、インナーの質量速度は集合体平均の質量速度に近く、圧力 7 MPa の時に見られたサブチャンネル間での大きな差はない。

4×4 集合体出口のコーナー、サイド、インナーのクオリティを集合体平均の出口のクオリティに対して図 6 に示す。圧力 16 MPa ではコーナー、サイド、インナーのクオリティは集合体平均のクオリティに近く、圧力 7 MPa の時に見られたサブチャンネル間での大きな差はない。

以上の試験結果をまとめると、圧力 7 MPa と 16 MPa で以下の様な差があった。7 MPa の 3×3 集合体出口ではコーナーの質量速度、クオリティ共に集合体平均より小さくなった。一方、16 MPa の 4×4 集合体出口では、コーナー、サイド、インナーで質量速度、クオリティに大きな差がなかった。

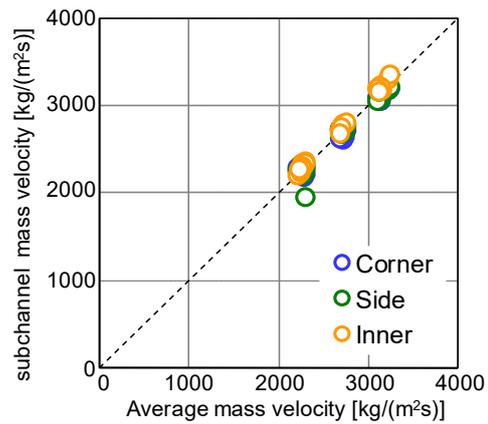


図 5 サブチャンネルの質量速度 (16 MPa)⁽¹¹⁾

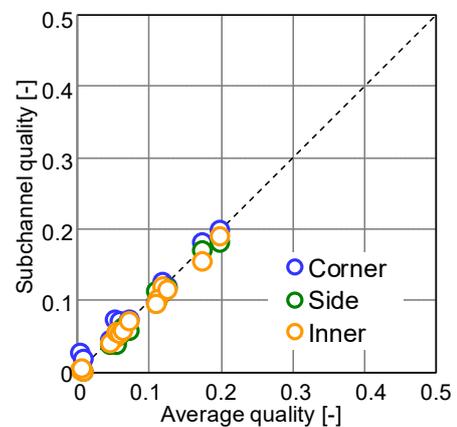


図 6 サブチャンネルのクオリティ(16 MPa)⁽¹¹⁾

3. クロスフローモデルの検討

3.1 計算方法と計算結果

COBRA-EN での質量速度、クオリティの計算は、集合体横断面の対称性を考慮して図7に示す集合体の1/8部分について実施した。3×3集合体は3サブチャンネル、4×4集合体は6サブチャンネルとした。軸方向は3×3集合体では発熱長1.8 mを24分割、非加熱長1.2 mを16分割とした。4×4集合体では発熱長3.66 mを32分割とした。4×4集合体の計算では、9個の燃料スペーサの強制混合もCOBRA-ENに組み込まれているモデルで考慮した。

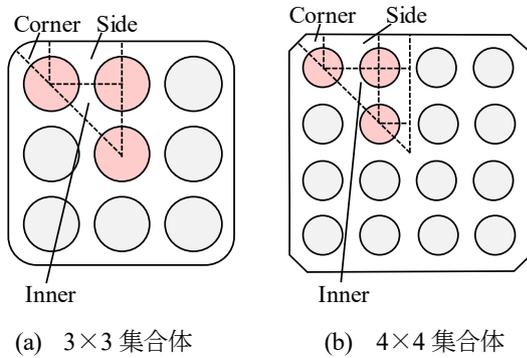


図7 サブチャンネル分割

7 MPaにおける3×3集合体出口のコーナー、サイド、インナーの質量速度、クオリティの測定値⁽¹⁰⁾と計算値の比較を図8、9に示す。集合体出口のコーナーの質量速度の計算値は測定値を過小評価する傾向があり、クオリティの計算値は測定値を過大評価した。

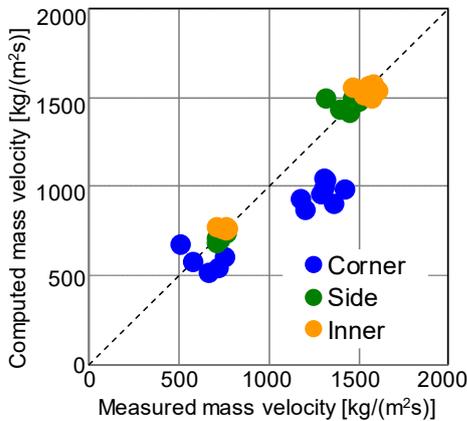


図8 質量速度の測定値⁽¹⁰⁾と計算値の比較 (7 MPa)

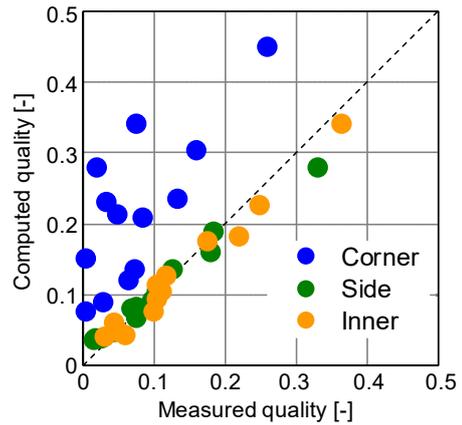


図9 クオリティの測定値⁽¹⁰⁾と計算値の比較 (7 MPa)

16 MPaにおける4×4集合体出口のコーナー、サイド、インナーの質量速度、クオリティの測定値⁽¹¹⁾と計算値の比較を図10、11に示す。コーナーの質量速度の計算値は測定値を若干過小評価するが、サイド、インナーの質量速度、クオリティの計算値と測定値は比較的良く一致した。

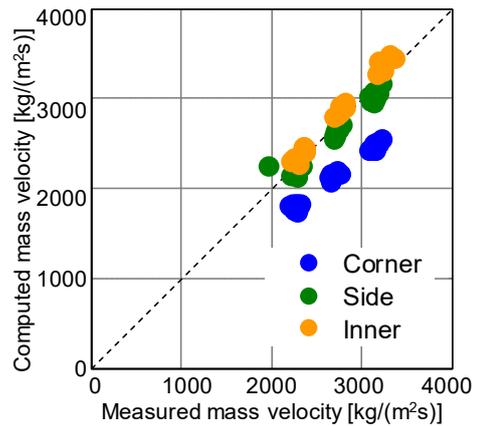


図10 質量速度の測定値⁽¹¹⁾と計算値の比較 (16 MPa)

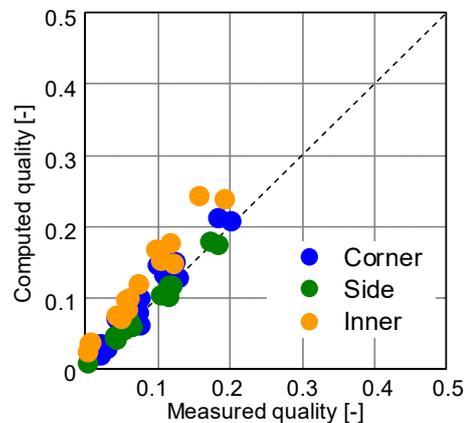


図11 クオリティの測定値⁽¹¹⁾と計算値の比較 (16 MPa)

以上、COBRA-ENで7MPaにおける3×3集合体、16MPaにおける4×4集合体のサブチャンネル解析を実施した結果、以下のことがわかった。

7MPaにおける3×3集合体では、COBRA-ENの計算値はコーナーの質量速度の測定値を過小評価し、クオリティの測定値を過大評価することがわかった。コーナーの蒸気がボイドドリフトの効果により、サイド、インナーに移動したためと考えられる。16MPaにおける4×4集合体では、計算ではコーナーの質量速度の測定値を若干過小評価するが、サイド、インナーの質量速度、クオリティの計算値と測定値は比較的良く一致した。

3.2 ボイドドリフトモデルの実装

COBRA-ENのクロスフローモデルでは、サブチャンネル*i, j*間のクロスフロー流量 W'_{ij} を差圧移動による流量 W'_{cf} と乱流混合による流量 W'_{mix} による(1)式で計算している。

$$W'_{ij} = W'_{cf} + W'_{mix} \quad (1)$$

本研究では差圧移動、乱流混合からなるクロスフローモデルにボイドドリフトを実装する。差圧移動による流量 W'_{cf} 、乱流混合による流量 W'_{mix} 、ボイドドリフトによる流量 W'_{vd} によるクロスフロー流量 W'_{ij} を、サブチャンネル解析コードMATRAのYooら⁽¹²⁾のクロスフローモデルと同じく、(2)式で計算する。

$$W'_{cf} + W'_{mix} + W'_{vd} = W'_{cf} + W'_{mix} [(\alpha_j - \alpha_i) - C_{vd}(G_j - G_i) \alpha_{ave} / G_{ave}] \quad (2)$$

ここで α はボイド率、 G は軸方向の質量速度、 C_{vd} はボイドドリフト係数であり、添え字*i, j*はサブチャンネルの値、 ave は隣接するサブチャンネル*i, j*の平均値である。

Yooらは7MPaにおけるボイドドリフト係数 C_{vd} をスラグ流で1.5、環状噴霧流で5とし、スラグ流から環状噴霧流の遷移条件にWallis式⁽¹³⁾を用いた。また、16MPaのボイドドリフト係数 C_{vd} は流動様式が気泡流であるとして0とした。佐藤ら⁽¹⁴⁾の大気圧条件の水-空気でのボイドドリフトに関する試験では、気泡流からボイドドリフト現象が見られ、スラグ流領域で顕著になるとの報告がある。本研究では、圧力7MPaから16MPaまでのボイドドリフトによるクロスフローが流動様式に依存すると考え、Yooらの検討を参考に、ボイドドリフト係数 C_{vd} を表2に示すボイド率の関数とした。

表2 ボイドドリフト係数の値

| Region of void fraction | C_{vd} |
|--------------------------|-----------|
| $0 < \alpha \leq 0.3$ | 5α |
| $0.3 < \alpha \leq 0.75$ | 1.5 |
| $0.75 < \alpha < 1.0$ | 5 |

上記のボイドドリフトモデルを実装したCOBRA-ENで7MPaにおける3×3集合体のコーナー、サイド、インナーの質量速度、クオリティの測定値と計算値を比較した結果を図12、図13に示す。コーナーの質量速度1200~1500 kg/(m²s)の計算値は測定値に近づいた。また、コーナーのクオリティの計算値は図9に示した実装前よりも小さくなり、測定値に近づいた。

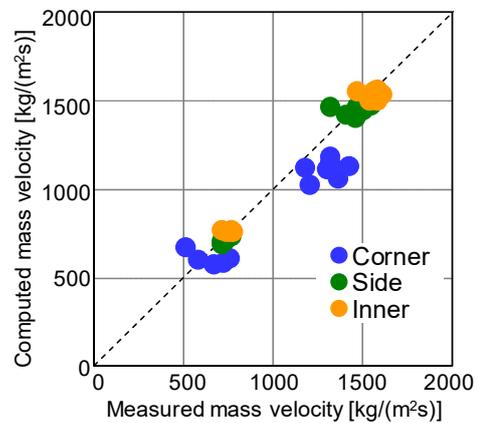


図12 ボイドドリフトモデル実装後の質量速度の測定値⁽¹⁰⁾と計算値の比較 (7 MPa)

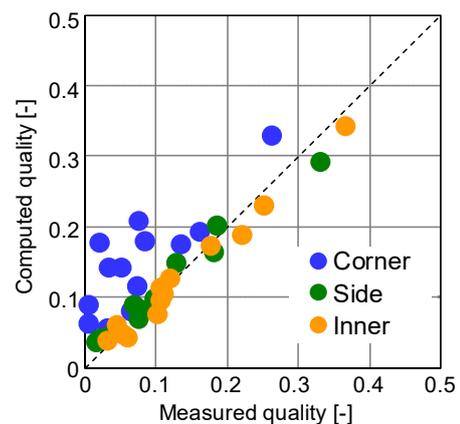


図13 ボイドドリフトモデル実装後のクオリティの測定値⁽¹⁰⁾と計算値の比較 (7 MPa)

ボイドドリフトモデルを実装した COBRA-EN で 16 MPa における 4×4 集合体のコーナー、サイド、インナーの質量速度、クオリティの測定値と計算値を比較した結果を図 14、図 15 に示す。16 MPa における 4×4 集合体出口のサブチャンネルの質量速度、クオリティの計算値は実装前と大きな差はなく、コーナーの質量速度を若干過小評価するが、計算値と測定値は比較的良好一致を示した。

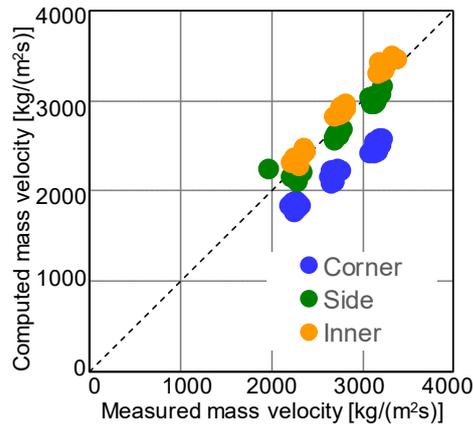


図 14 ボイドドリフトモデル実装後の質量速度の測定値⁽¹⁾と計算値の比較 (16 MPa)

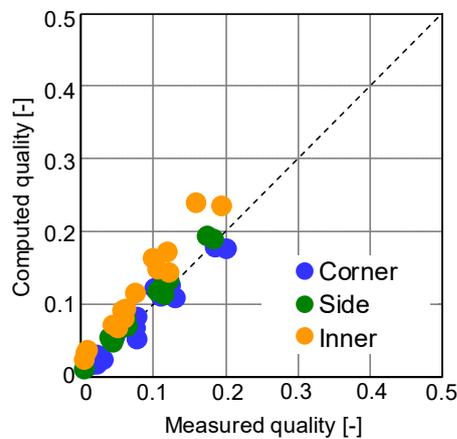


図 15 ボイドドリフトモデル実装後のクオリティの測定値⁽¹⁾と計算値の比較 (16 MPa)

4. おわりに

本報ではサブチャンネル解析コード COBRA-EN のクロスフローモデルにボイドドリフトモデルを実装し、圧力 7 MPa における 3×3 集合体、圧力 16 MPa における 4×4 集

合体のサブチャンネル質量速度、クオリティを用いてクロスフローモデルについて検討した。以下に、結論を示す。

- (1) ボイドドリフトを実装する前の COBRA-EN の計算値は 7 MPa における 3×3 集合体出口のコーナーサブチャンネルの質量速度を過小評価、クオリティを過大評価した。16 MPa における 4×4 集合体出口のコーナーサブチャンネルの質量速度の計算値は測定値を若干過小評価するが、サイド、インナーサブチャンネルの質量速度、クオリティの計算値と測定値は比較的良好一致した。
- (2) 圧力 7 MPa から 16 MPa までのボイドドリフトが流動様式に依存すると考え、ボイドドリフト係数をボイド率の関数としたボイドドリフトモデルを COBRA-EN に実装した。ボイドドリフトモデルを実装することで、7 MPa における 3×3 集合体出口のコーナーの質量速度、クオリティの計算値が、実装前よりも測定値に近づいた。16 MPa における 4×4 集合体出口のコーナーサブチャンネルの質量速度の計算値は測定値を若干過小評価するが、サイド、インナーサブチャンネルの質量速度、クオリティの計算値は実装前と大きな差はなく、測定値と計算値は比較的良好一致した。

謝辞

本研究の遂行にあたり、元 INSS の佐野直樹氏には多大なご協力を頂きました。ここに感謝の意を表します。

記号

| | |
|----------|---|
| C_{vd} | ボイドドリフト係数 (-) |
| G | 軸方向の質量速度 ($\text{kg}/\text{m}^2\text{s}$) |
| W' | クロスフロー流量 (kg/s) |

ギリシャ文字

| | |
|----------|---------|
| α | ボイド率(-) |
|----------|---------|

添え字

| | |
|-------|---------------|
| ave | 隣接サブチャンネルの平均値 |
|-------|---------------|

| | | | |
|------------|------------------|------|---|
| <i>cf</i> | 差圧移動 | (10) | R. T. Lahey, Jr., B. S. Shiralkar, D. W. Radcliffe, Mass Flux and Enthalpy Distribution in a Rod Bundle for Single-and Two-Phase Flow Conditions, J. Heat Transfer 93 197-209, 1971 |
| <i>i</i> | サブチャンネル <i>i</i> | | |
| <i>j</i> | サブチャンネル <i>j</i> | | |
| <i>mix</i> | 乱流混合 | | |
| <i>vd</i> | ボイドドリフト | (11) | H. Herkenrath, W. Hufschmidt, U. Jung, F. Weckermann, Experimental Investigation of the Enthalpy and Mass Flow Distribution in 16-Rod Clusters with BWR-PWR Geometries and Conditions, ISPRA Rept. EUR 7575 EN, 1981. |

引用文献

- (1) The RELAP5-3D Code Development Team, RELAP5-3D Code Manual Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods, INL-EXT-98-00834-V1, Revision 4.2, Idaho National Laboratory (2012).
- (2) J.A. Borkowski, et al., TRAC-BF1/MOD1: An Advanced Best Estimate Program for BWR Accident Analysis, NUREG/CR-4356, Idaho National Engineering Laboratory (1992).
- (3) D. Basile, M. Beghi, R. Chierici, E. Salina, and E. Brega, COBRA-EN, an Upgraded Version of the COBRA-3C/MIT Code for Thermal Hydraulic Transient Analysis of Light Water Reactor Fuel Assemblies and Cores Report no. 1010/1, NEA-1614/01 (1999).
- (4) J. G. M. Andersen, R. Harrington, B. Hizoum, COBRAG Subchannel Code - Model Description Report, NEDE-32199P, Revision 1 (2007).
- (5) M. J. Thurgood, J. M. Kelly, et al., COBRA/TRAC – A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems – Equations and Constitutive Models, NUREG/CR-3046, Vol. 1, United States Nuclear Regulatory Commission (1983).
- (6) D. L. Aumiller, G. W. Swartele, M. J. Meholic, L. J. Lloyd, F. X. Buschman, COBRA-IE: A New Sub-Channel Analysis Code, NURETH-16, 3832- 3845 (2015).
- (7) J. E. Kelly, S. P. Kao, M. S. Kazimi, THERMIT-2: A Two-Fluid Model for Light Water Reactor Subchannel Transient Analysis, MIT Energy Laboratory Electric Utility Program Report No. MIT-EL-81-01 (1981).
- (8) 川崎 郁夫, 吉田 至孝, 佐々木 泰裕, COBRA-EN コード/EPRI 関連式の DNBR 計算信頼性評価, Journal of the Institute of Nuclear Safety System, 2011, Vol.18, 288-293.
- (9) R.T. Lahey Jr., F.J. Moody, The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor (Second ed.) (1993).
- (10) R. T. Lahey, Jr., B. S. Shiralkar, D. W. Radcliffe, Mass Flux and Enthalpy Distribution in a Rod Bundle for Single-and Two-Phase Flow Conditions, J. Heat Transfer 93 197-209, 1971
- (11) H. Herkenrath, W. Hufschmidt, U. Jung, F. Weckermann, Experimental Investigation of the Enthalpy and Mass Flow Distribution in 16-Rod Clusters with BWR-PWR Geometries and Conditions, ISPRA Rept. EUR 7575 EN, 1981.
- (12) Y. J. Yoo, D. H. Hwang, D. S. Sohn, Development of Subchannel Analysis Code MATRA Applicable to PWRs and ALWRs, Journal of the Korean Nuclear Society Vol. 31, Num. 3 (1999), 314-327.
- (13) G. B. Wallis, Annular Two Phase Flow, Part 1: A Simple Theory, J. Basic Eng., 92, 59 (1970).
- (14) 佐藤泰生, 佐田富道雄, 下釜宏徳, 石井良和, 川原 顕磨呂, 複合流路内気液二相流のボイド・ドリフト現象 (第1報, 実験), 機械学会論文集 (B編) 56 巻 528 号(1980), 183-190.

鉛直平板での凝縮熱流束に対する圧力の影響に関する数値解析

Numerical Simulation for Effects of Pressure on Condensation Heat Fluxes on a Vertical Flat Plate

村瀬 道雄 (Michio Murase)^{*1} 高木 俊弥 (Toshiya Takaki)^{*1} 三好 弘二 (Koji Miyoshi)^{*1}

要約 本研究では、数値流体力学 (CFD) コード FLUENT を使用し、鉛直流路内の蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への壁面凝縮に関する数値解析を行い、蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ と混合気体速度 u_{in} が凝縮熱流束 q_c に及ぼす影響を評価し、適切な q_c の従来相関式を選定している。これまでに、大気圧条件で $Y_{s,in}=0.113, 0.226, 0.453, 0.68, 0.84$ で $u_{in}=0.27\sim 3.2$ m/s について q_c の流れ方向分布を評価した。本報告では、圧力が q_c に及ぼす影響を評価するために、 $P=0.3$ MPa, $Y_{s,in}=0.113, 0.226, 0.340, 0.453$, $u_{in}=0.27\sim 3.2$ m/s で数値解析を行った。0.3 MPa では CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ が大きくなり、大気圧では $q_{c,CFD}$ とよく一致する q_c の従来相関式での計算値より大きくなった。強制対流 (FC) 凝縮に対しては、 $q_{c,CFD}$ とよく一致する q_c の従来相関式は見当たらない。一方、 u_{in} の減少に伴って q_c が一定値に近づく自然対流 (NC) 凝縮に対しては、大気圧条件では q_c を過大評価する Spalding の相関式とサクシオン係数 θ_B の組合せが $q_{c,CFD}$ とよく一致する計算値を与えた。

キーワード 格納容器, 鉛直平板, 壁面凝縮, 数値解析, 凝縮熱流束, 圧力の影響

Abstract In this study series, we have been carrying out numerical simulation for wall condensation on a vertical flat plate from steam and air mixtures by using the CFD (computational fluid dynamics) code FLUENT to evaluate effects of the steam mass fraction $Y_{s,in}$ and mixture velocity u_{in} on condensation heat fluxes q_c and to select suitable q_c correlations. We previously finished the numerical simulation for conditions of $Y_{s,in}=0.113, 0.226, 0.453, 0.68$ and 0.84 and $u_{in}=0.27\sim 3.2$ m/s at the pressure of $P=0.1$ MPa, and obtained the q_c distributions in the flow direction. Now, in this study, we carried out the numerical simulation for conditions of $Y_{s,in}=0.113, 0.226, 0.340$ and 0.453 and $u_{in}=0.27\sim 3.2$ m/s at $P=0.3$ MPa to evaluate effects of the pressure on q_c . The $q_{c,CFD}$ values obtained from CFD analysis at $P=0.3$ MPa became larger than the q_c values with the correlation, which gave good agreement with the $q_{c,CFD}$ values at $P=0.1$ MPa. For forced convection (FC) condensation, a correlation, which gave good agreement with the $q_{c,CFD}$ values, was not found. On the other hand, for natural convection (NC) condensation (where the q_c value approaches a constant value with decreasing u_{in}), the correlation by Spalding with the suction factor θ_B , which gave larger values than the $q_{c,CFD}$ values at $P=0.1$ MPa, gave good agreement with the $q_{c,CFD}$ values at $P=0.3$ MPa.

Keywords containment vessel, vertical flat plate, wall condensation, numerical simulation, condensation heat flux, pressure effect

1. はじめに

原子炉では、配管破断による冷却材喪失事故 (LOCA) などの設計基準事故を想定して安全設備の性能評価が行われる。原子炉の配管系の破断口から高温の冷却材が格納容器 (CV) に流出し、蒸気が構造物表面で凝縮する。CV 内の非凝縮性気体 (空気もしくは窒素ガス) が存在する条件での凝縮伝熱については多くの研究が行われ、多くの伝熱相関式が提案されている^(1,2)。一方、最近では、数値流体力学 (CFD) コードを用いて実規模の CV を対象とする詳細解析が行われている⁽³⁾。しかし、実規模 CV の CFD 解

析では、流れ場を計算するが、変数に速度を含まない伝熱相関式が使用されている。そこで、本研究では、CFD 解析で使用する凝縮伝熱相関式の整備を目的とした。従来の凝縮伝熱相関式^(1,2)はバルク (主流) と凝縮面の間で定義されているが、CV 内の複雑な流れ場でバルクを定義することは困難である。そこで、本研究では、凝縮面に接する計算セルでの物理量 (速度 u , 温度 T_g , 蒸気濃度) を用いて凝縮熱流束 q_c を計算し、求めた q_c を CV 解析の境界条件の一つとして与えることを目標としている。

凝縮面からの距離 y に対して任意の位置で q_c の値を予測できるようにするには混合気体の温度 T_g や蒸気質量分

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

率 Y_s の y 方向分布が必要になるが、 y 方向分布の測定例は非常に少ない。強制対流 (FC) 凝縮に対しては、Legay-Desesquelles and Prunet-Foch⁽⁴⁾による温度分布の測定値と飽和蒸気の仮定を用いて物質伝達率の無次元量である局所シャーウッド数 Sh_y を求めて相関式化し、バルクで定義された q_c の相関式^(5,6)に Sh_y の相関式を適用して乱流域からバルクまでの任意の y での物理量 (u , T_g , Y_s) を使用して q_c を予測する方法を提案した⁽⁷⁾。温度分布の測定例が少なく Sh_y の相関式の妥当性の確認は十分でないが、FC凝縮に対する研究成果の概要を前報⁽⁸⁾で報告した。一方、CV内での主な流動状態である自然対流 (NC) での凝縮に関しては、公開された温度分布データは見当たらない。NC凝縮実験については、凝縮面高さを長くして流路断面積を大きくする必要があり大規模な設備になる。このため、本研究では、鉛直流路でのCFD解析モデルを使用して凝縮伝熱特性を評価している。これまでに、大気圧 ($P=0.1$ MPa) 条件で鉛直流路の入口部での $Y_{s,in}$ と u_{in} を変数として数値解析を行い、 q_c の計算値 $q_{c,CFD}$ を従来相関式と比較評価した⁽⁹⁾。

本報告では、加圧水型原子炉の鋼製格納容器の設計圧力が0.3 MPa弱であることから、 $P=0.3$ MPaで数値解析を行い、大気圧条件での $q_{c,CFD}$ ⁽⁹⁾と比較評価し、従来相関式での計算値と比較評価した。数値解析の変数は $Y_{s,m}=0.113\sim 0.453$ および $u_{in}=0.27\sim 3.2$ m/s である。

2. 壁面凝縮の伝熱相関式と解析モデル

本研究の目標は、凝縮面に接する計算セルでの物理量 (u , T_g , Y_s) を用いて q_c を予測し、CV解析の境界条件を与えることである。このためには、凝縮面からの距離 y での u , T_g , Y_s を用いて局所シャーウッド数 Sh_y を求める必要がある。しかし、大規模設備が必要になる実験で u , T_g , Y_s を評価するのは難しいため、本研究では、鉛直流路でのCFD解析モデルを使用してこれら进行评估している。

鉛直流路でのCFD解析結果をCV解析に反映するには熱流束計算値 $q_{c,CFD}$ を相関式化するため、本報告では従来相関式を参照し、バルク (主流) と凝縮面の間で定義された q_c の相関式について検討した。本章では、本研究で参照している壁面凝縮に関する従来相関式と本研究における壁面凝縮の解析モデルについて記述する。

2.1 壁面凝縮に関する伝熱相関式

本研究で参照している壁面凝縮に関する伝熱相関式を

表1に示す。式(1)~(3)は単相流での対流伝熱に関する相関式⁽¹⁰⁾であり、広く利用されている。式(2)の Re_x はレイノルズ数、式(3)の Gr_x はグラスホフ数であり、式(9)で定義される。相関式(4)は、CFDコードを用いた実験解析で使用され、粘性底層で定義されているため計算セルの幅を0.1 mmオーダーにする必要があるが、層流もしくは乱流および強制対流もしくは自然対流に適用できる。式(4)で θ_B はサクシオン係数であり、式(10)で定義される。 θ_B を使用すると凝縮熱流束 q_c の計算値が過大になり、サクシオン修正係数 θ_c が使用される場合がある。また、 $\theta_B=1$ が使用される場合もある。

相関式(5)~(8)はバルク (主流) と凝縮面の間で定義されている。相関式(6)ではモル分率 X が使用され、その他の相関式では質量分率 Y が使用されているが、計算値に顕著な相違はない。相関式(5)~(7)におけるシャーウッド数 Sh_x にはFC凝縮で相関式(11)、NCに相関式(12)もしくは(13)が使用される。相関式(5)は、相関式(11)と組み合わせで強制対流 (FC) 凝縮に、相関式(12)もしくは(13)と組み合わせで自然対流 (NC) 凝縮に使用されるが、NC凝縮では $\theta_B=1$ にするのがよい⁽¹⁴⁾。相関式(6)と(7)はFC凝縮を対象に提案された式であり、相関式(8)はNC凝縮を対象に提案された式である。相関式(12)を使用すると $Sh_{x,NC}/x$ が定数になり流れ方向位置 x の特定が困難なCV解析で便利である。相関式(13)を使用すると $Sh_{x,NC}/x \propto x^{0.2}$ になり、相関式(8)と同じ x 依存性になる。

Araki et al.⁽⁵⁾とLiao and Vierow⁽⁶⁾による相関式の鉛直円管内凝縮データに対する標準偏差は $s=30\%$ と 20% である。本研究では、測定値、CFD計算値、従来相関式の不確かさを考慮し、標準偏差で 10% 以下 (よく一致) を目標とし、 $10\sim 20\%$ を許容範囲 (比較的よく一致) と判断している。

2.2 壁面凝縮の解析モデル

壁面凝縮の解析モデルは、Takaki et al.⁽¹⁵⁾とほぼ同じであり、高木ら⁽⁹⁾による大気圧計算での解析モデルと同じである。計算領域を図1に示す。高さ方向 (x 方向) と壁面からの距離 y 方向の二次元であり、凝縮面高さはSETCOM装置⁽¹⁶⁾と同じ6 mである。低流量条件で逆流が生じないように y 方向を2倍にして流路幅を0.88 mにした。凝縮壁は厚さ20 mmのステンレスであり、ステンレス壁内の温度勾配から熱流束 q を求めた。入口部と出口部は計算の安定性を考慮して1 mにした。

表1 壁面凝縮に関する伝熱相関式

| 伝熱相関式 | 式 |
|---|------|
| 対流伝熱 ⁽¹⁰⁾ | |
| $Nu_x = (Nu_{x,FC}^m + Nu_{x,NC}^m)^{1/m}, m = 4$ | (1) |
| $Nu_{x,FC} = \frac{h_{conv,FC}x}{\lambda_g} = 0.0296Re_x^{4/5}Pr^{1/3}$ | (2) |
| $Nu_{x,NC} = \frac{h_{conv,NC}x}{\lambda_g} = 0.13(Gr_xPr)^{1/3}$ | (3) |
| Dehbi et al. ⁽¹¹⁾ : 粘性底層に対する式 | |
| $q_c = \frac{\rho D \theta_B}{1 - Y_s} \frac{\partial Y_s}{\partial y} h_{fg}$ | (4) |
| Spalding ⁽¹²⁾ : バルクに対する凝縮熱流束の式 | |
| $q_c = D\rho \frac{Sh_x}{x} \theta_B \frac{Y_{s,b} - Y_{s,w}}{1 - Y_{s,w}} h_{fg}$ | (5) |
| Araki et al. ⁽⁵⁾ : バルクに対する強制対流の式 | |
| $q_c = D \frac{P M_s}{R T} \frac{Sh_x}{x} \ln \left(\frac{1 - X_{s,w}}{1 - X_{s,b}} \right) h_{fg}$ | (6) |
| Liao and Vierow ⁽⁶⁾ : バルクに対する強制対流の式 | |
| $q_c = \lambda_c \frac{Sh_x}{x} (T - T_w)$ | (7) |
| $\lambda_c = D \frac{\phi_2}{\phi_1} \frac{P M_s M_a}{R^2 T^3} h_{fg} h'_{fg}$ | |
| $\frac{1}{\phi_1} = \frac{Y_{s,m}}{Y_{a,w}} \theta_B, \phi_2 = \frac{M_{m,m}^2}{M_{m,b} M_{m,w}}$ | |
| Corradini ⁽¹³⁾ : バルクに対する自然対流の式 | |
| $q_{c,NC} = k_x (\rho_{s,b} - \rho_{s,w}) h'_{fg} \theta_B$ | (8) |
| $k_x = 0.0225Re_{x,c}^{3/4} Sc^{1/3} \frac{D}{\delta_x}, Re_{x,c} = \frac{\Gamma_x \delta_x}{\nu}$ | |
| $\Gamma_x = \frac{1.185Gr_x^{1/2}}{(1 + 0.494Pr^{2/3})^{1/2}} \frac{\nu}{x}$ | |
| $\delta_x = \frac{0.565x(1 + 0.494Pr^{2/3})^{0.1}}{Gr_x^{0.1} Pr^{8/15}}$ | |
| 定義式とシャーウッド数 Sh_x の式 | |
| $Re_x = \frac{u x}{\nu}, Gr_x = \frac{\rho g (\rho_w - \rho_b) x^3}{\mu^2}$ | (9) |
| $\theta_B = \frac{\ln(1+B)}{B}, B = \frac{Y_{s,w} - Y_{s,b}}{1 - Y_{s,w}}, \theta_C = \frac{1 + \theta_B}{2}$ | (10) |
| $Sh_{x,FC} = \frac{h_{c,FC}x}{\lambda_c} = 0.0296Re_x^{4/5} Sc^{1/3}$ | (11) |
| $Sh_{x,NC} = \frac{h_{c,NC}x}{\lambda_c} = 0.13(Gr_x Sc)^{1/3}$ | (12) |
| $Sh_{x,NC} = \frac{h_{c,NC}x}{\lambda_c} = 0.0245(Gr_x Sc)^{2/5}$ | (13) |

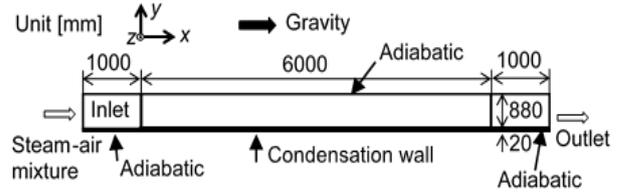


図1 壁面凝縮解析の計算領域

表2 計算条件

| 計算コード | | Ansys FLUENT 2021 R2 | |
|--------------------------|---------------------|----------------------|----------|
| 流体 | | 蒸気と空気の混合気体, 理想気体 | |
| 固体 | | ステンレス鋼 SUS304 | |
| 時間 | | 定常 | |
| 乱流モデル | | SST k- ω | |
| 対流項の離散化 | | 二次風上 | |
| 入口条件 | 圧力 P [MPa] | 0.3039 | |
| | 蒸気割合 $Y_{s,in}$ [-] | 0.226 | 0.453 |
| | 速度 u_{in} [m/s] | 0.53~3.2 | 0.53~3.2 |
| | 温度 $T_{g,in}$ [°C] | 98.2 | 115.7 |
| | 乱流強度 I [%] | 5 | |
| 出口条件 | | 圧力一定 | |
| 壁面 | 運動量 | 壁面スリップなし | |
| | 対流伝熱 | フーリエ則 | |
| | 凝縮伝熱 | 式(4), $\theta_B = 1$ | |
| 凝縮壁の外表面 $T_{w,out}$ [°C] | | 56 | 56 |

流れ方向の計算セル寸法は $\Delta x = 10$ mm で一定であるが、 y 方向には壁面近くで計算セル幅を小さくし主流部で大きくしている。凝縮面に接する計算セルを粘性底層内に設定し、相関式(4)を用いて凝縮面に熱流束 q_c を与えるために計算セルの幅を $\Delta y = 0.1$ mm にした。計算セルの総数は 387,200 (流体 336,000, 固体 51,200) である。

計算条件を表2に示す。CFDコードにはFLUENTを使用した。流体は、蒸気と空気の混合気体であり、理想気体として扱った。凝縮壁にはステンレス鋼 SUS304 の物性値を使用した。乱流モデルには SSTk- ω を使用した。混合気体の入口条件は、圧力 $P = 0.3039$ MPa であり、蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ と速度 u_{in} を変数にした。 $Y_{s,in} = 0.226$ と 0.453 (混合気体の飽和温度は $T_{g,in} = 98.2$ と 115.7 °C) であり、 $u_{in} = 0.53 \sim 3.2$ m/s である。NC凝縮では u_{in} が q_c に影響しないため、 $Y_{s,in} = 0.113$ と 0.34 の $u_{in} = 0.53$ m/s で追加計算した。混合気体の出口条件は圧力一定境界とした。

壁面ではスリップなしで $u_w = 0$ m/s, 凝縮面では対流伝熱を FLUENT に組み込まれたフーリエ則で計算し, 相関式(4)で凝縮熱流束 q_c を与えた. サクシヨン係数を $\theta_B = 1$ にしたが, 粘性底層では $\theta_B = 1$ であり θ_B の影響は小さい. 凝縮壁の外表面温度は $T_{w,out} = 56$ °C で一定であり, 凝縮壁以外の壁面は断熱条件を与えた.

2.3 大気圧条件での凝縮熱流束の概要

大気圧 ($P = 0.1013$ MPa) 条件では, $Y_{s,in} = 0.113, 0.226, 0.453, 0.68, 0.84$ および $u_{in} = 0.27 \sim 3.2$ m/s で数値解析を行い^(9,15), $Y_{s,in}$ と u_{in} が q_c に及ぼす影響を評価した. $Y_{s,in}$ が大きく q_c が大きいと, u_{in} の低下に伴う FC 凝縮から NC 凝縮に変化するが u_{in} 大きくなり, 大きい u_{in} で NC が生じた.

FC 凝縮に対しては, θ_B を使用した Spalding の相関式(5) と θ_C を使用した Liao and Vierow の相関式(7)および Araki et al. の相関式(6)で計算値 $q_{c,FC}$ に顕著な相違はなく CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ と比較的良好一致し, θ_B を使用した Spalding の相関式(5)では $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ が 1 ± 0.1 の範囲内になった (なお $Sh_{x,FC}$ には式(11)を使用).

NC については, θ_B を使用した Corradini の相関式(8)での計算値 $q_{c,NC}$ は, $Y_{s,in} = 0.113$ と 0.226 で $q_{c,NC}$ が $q_{c,CFD}$ より顕著に大きくなり, $Y_{s,in} = 0.453, 0.68, 0.84$ では $q_{c,NC}/q_{c,CFD}$ が $0.9 \sim 1.2$ の範囲になった. θ_B を使用した Spalding の相関式(5)と式(12)の $Sh_{x,NC}$ での計算値 $q_{c,NC}$ は $q_{c,CFD}$ の 1.35 倍になり, 式(12)における $Sh_{x,NC}$ の係数 0.13 を 0.096 にすると $q_{c,NC}/q_{c,CFD}$ は一部の条件を除いて 1 ± 0.2 の範囲になった (なお係数 0.096 は従来相関式での係数 0.09~0.14 の範囲内にある).

3. 熱流束への蒸気質量分率の影響

3.1 熱流束の流れ方向分布

流れ方向 (x 方向) の凝縮熱流束 q_c の分布の CFD 計算値と相関式での計算値を図 2 ($Y_{s,in} = 0.226$) と図 3 ($Y_{s,in} = 0.453$) に示す. 凝縮伝熱特性は, $q_{c,FC} > q_{c,NC}$ で FC 凝縮, $q_{c,FC} < q_{c,NC}$ で NC 凝縮, $q_{c,FC} \approx q_{c,NC}$ で共存対流 (MC) 凝縮に区分されるが, $q_{c,FC}$ と $q_{c,NC}$ の計算式の影響があり境界値は明確でない. 定性的には, 上流では FC 凝縮であり, 下流では MC 凝縮や NC 凝縮になりやすい. また, u_{in} を低下すると, FC 凝縮から MC 凝縮, NC 凝縮に変化する.

従来相関式による計算では, FC 凝縮には Liao and Vierow⁽⁶⁾による相関式(7)と式(10)の θ_B および式(11)の $Sh_{x,FC}$

を使用して $q_{c,FC}$ を求め, NC 凝縮には Corradini⁽¹³⁾による相関式(8) と式(10)の θ_B を使用して $q_{c,NC}$ を求めた. 式(7)と(11)より $q_{c,FC} \propto Sh_{x,FC}/x \propto 1/x^{0.2}$, 式(8)より $q_{c,NC} \propto x^{0.2}$ であり, 図 2 と図 3 に示すように, x の増加に伴って $q_{c,FC}$ (Liao) は減少し, $q_{c,NC}$ (Corradini) は増加する.

MC 凝縮の熱流束 q_{mix} は, 式(1)と相似則から, 次式⁽¹⁵⁾で表せる.

$$q_{mix} = (q_{c,FC}^m + q_{c,NC}^m)^{1/m}, m = 4 \quad (14)$$

この式より, FC 凝縮では $q_{mix} \approx q_{c,FC}$, NC 凝縮では $q_{mix} \approx q_{c,NC}$ になり, MC 凝縮では q_{mix} がほぼ一定値になる. 式(10)の θ_B は $Y_{s,in}$ により異なり, $Y_{s,in} = 0.226$ で $\theta_B \approx 1.11$, $Y_{s,in} = 0.453$ で $\theta_B \approx 1.30$ である. u_{in} は θ_B にほとんど影響しない.

大気圧の $u_{in} = 2.13$ m/s では FC 凝縮^(9,15)であるが, 図 2 と図 3 の(a) に示す 3 気圧の $u_{in} = 2.13$ m/s では $q_{c,FC}$ と $q_{c,NC}$ に顕著な相違がなく, 下流で MC 凝縮 ($q_{c,FC} \approx q_{c,NC}$ で q_{mix} がほぼ一定値) になる. $x < 3$ m の FC 凝縮では CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ は従来相関式での計算値 $q_{c,FC}$ より大きい. $Y_{s,in} = 0.226$ では下流でも x 方向に $q_{c,CFD}$ が減少する FC の特徴を示すが, $Y_{s,in} = 0.453$ では $x > 4$ m で $q_{c,CFD}$ の変化が小さくなり MC 凝縮の特徴 ($q_{c,FC} \approx q_{c,NC}$ で q_{mix} がほぼ一定値) を示している. q_{mix} は $x > 2$ m で $q_{c,CFD}$ と比較的良好一致した.

x 方向の q_c 変化が小さい MC 凝縮である(b) $u_{in} = 1.49$ m/s での $q_{c,CFD}$ では, $Y_{s,in} = 0.226$ より 0.453 の方が MC 凝縮の範囲が広く, 大気圧と同様に $Y_{s,in}$ が大きい方が FC 凝縮から MC 凝縮や NC 凝縮に変化する u_{in} が大きい傾向がある. (a) の $u_{in} = 2.13$ m/s と同様に, $x < 2$ m の FC 凝縮では CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ は従来相関式での計算値 $q_{c,FC}$ より大きい. $x > 3$ m では x 方向に q_c が増加する NC 凝縮になり, $q_{c,CFD}$ は $Y_{s,in} = 0.226$ で $q_{c,NC}$ より小さく 0.453 で $q_{c,NC}$ とよく一致した. 主に NC 凝縮になる(c) $u_{in} = 0.53$ m/s で $q_{c,CFD}$ は, $Y_{s,in} = 0.226$ で $q_{c,NC}$ とよく一致し, 0.453 で $q_{c,NC}$ より大きい.

図 2 と図 3 に示したように, $q_{c,CFD}$ は従来相関式による計算値と比較的良好一致したが, FC 凝縮の計算値 $q_{c,FC}$ より大きい. NC 凝縮に対して $q_{c,CFD}$ は, $Y_{s,in} = 0.226$ の $u_{in} = 0.53$ m/s と $Y_{s,in} = 0.453$ の $u_{in} = 1.49$ m/s で $q_{c,NC}$ とよく一致し, $Y_{s,in} = 0.226$ の $u_{in} = 1.49$ m/s で $q_{c,NC}$ より小さく $Y_{s,in} = 0.453$ の $u_{in} = 0.53$ m/s で $q_{c,NC}$ より大きくなった.

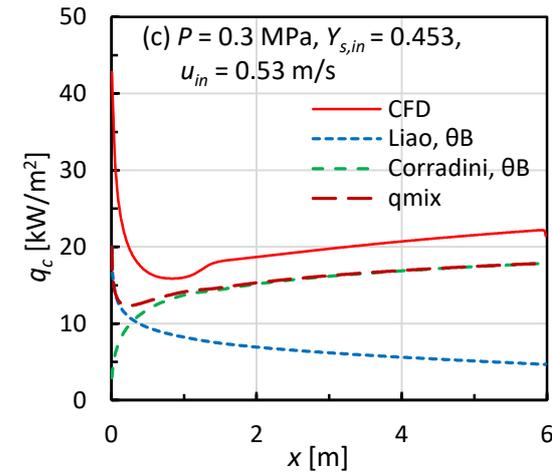
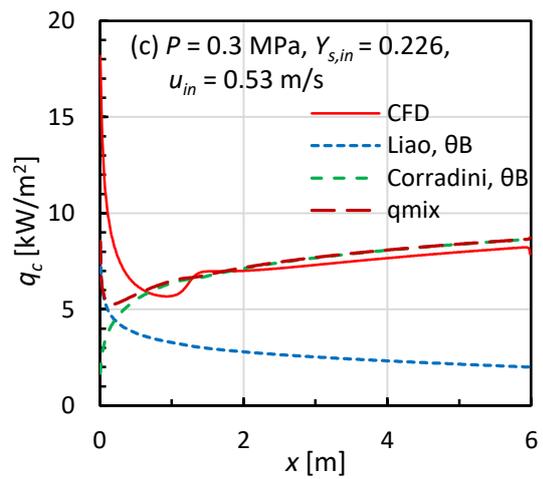
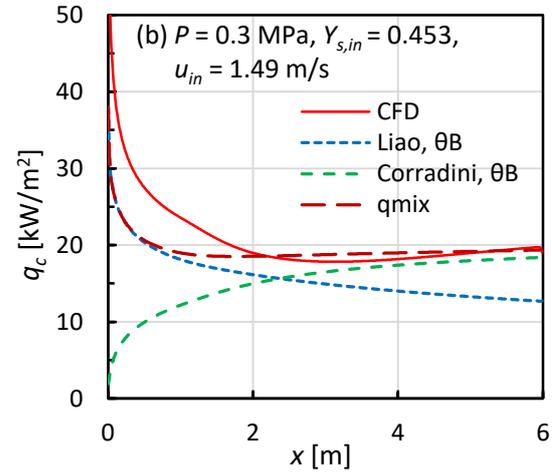
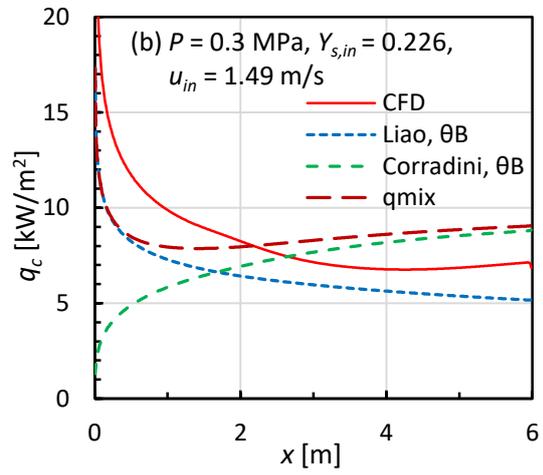
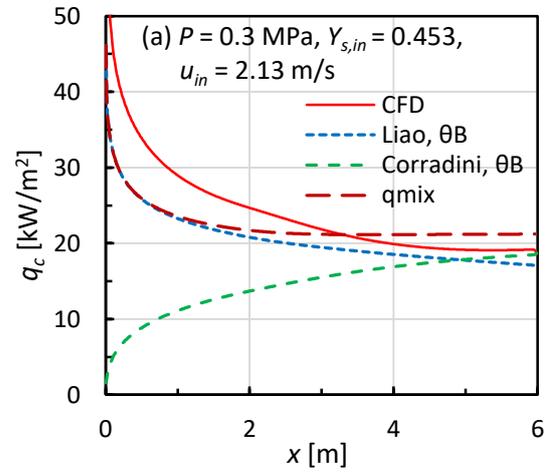
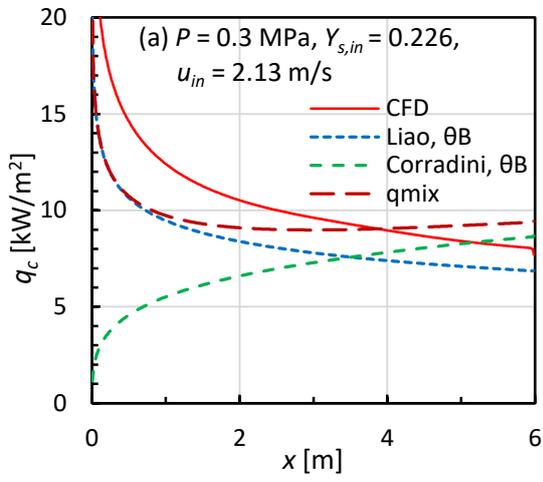


図2 流れ方向の凝縮熱流束 q_c の分布 ($Y_{s,in} = 0.226$)

図3 流れ方向の凝縮熱流束 q_c の分布 ($Y_{s,in} = 0.453$)

3.2 混合気体速度の影響

凝縮熱伝達率の CFD 計算値 $h_{c,CFD}$ への混合気体速度 u_{in} の影響を図 4 に示す. $h_{c,CFD}$ の傾向は $q_{c,CFD}$ の傾向と同じである. (a) $Y_{s,in}=0.226$ では, $u_{in}=3.2$ m/s と 2.13 m/s で FC 凝縮であり, $u_{in}=1.49$ m/s で共存対流凝縮である. $u_{in}=1.07$ と 0.53 m/s で NC 凝縮であり, u_{in} が低下しても $h_{c,CFD}$ が低下しない.

(b) $Y_{s,in}=0.453$ での $h_{c,CFD}$ は, $Y_{s,in}=0.226$ での $h_{c,CFD}$ の約 2 倍と大きい. $u_{in}=3.2$ m/s で FC 凝縮であり, $u_{in}=2.13$ m/s の $x>4$ m で共存対流凝縮の特徴が現われている. $u_{in}=1.49$ m/s では NC 凝縮に近く, $u_{in}=0.53$ と 1.07 m/s で NC 凝縮である.

図 2~図 4 に示したように $Y_{s,in}$ が q_c や h_c に及ぼす影響が大きい. $Y_{s,in}$ が大きく q_c や h_c が大きいと FC 凝縮から NC 凝縮に変化する u_{in} が大きくなる傾向がある.

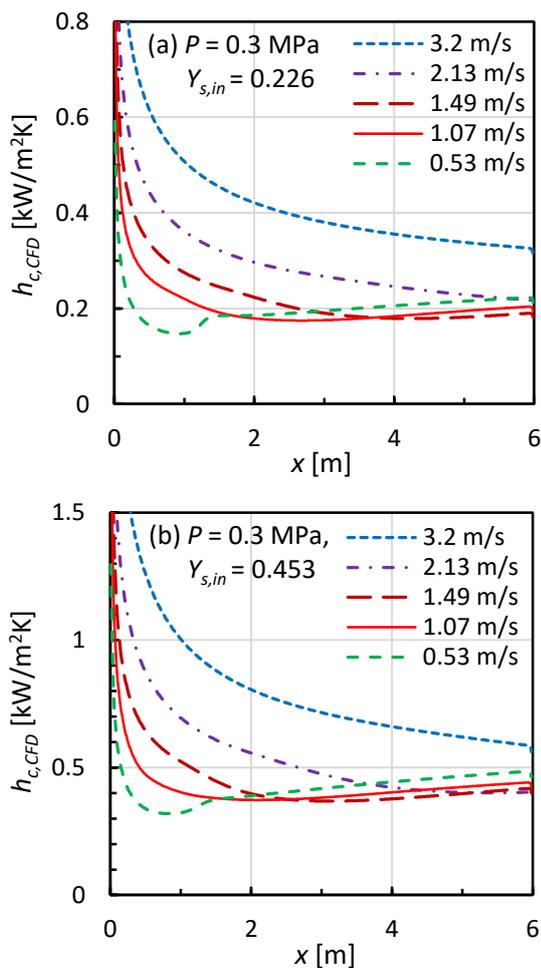


図 4 凝縮熱伝達率 CFD 計算値 $h_{c,CFD}$ への速度 u_{in} の影響

4. 凝縮熱流束の相関式

本研究では CFD 解析により q_c を評価しているが, 粘性底層で定義された相関式(4)を CV 解析に適用するのは現実的でない. そこで, 本研究では図 1 に示す鉛直流路に設けた平板への q_c を CFD 解析で求め, 求めた $q_{c,CFD}$ を相関式化して CV 解析の境界条件に与えることを想定している. しかし, CFD 解析には解析モデルや相関式による不確かさがあるため, 検証された従来相関式や従来相関式の組合せを活用する. ここでは, CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ を従来相関式による計算値 $q_{c,FC}$ や $q_{c,NC}$ と比較した.

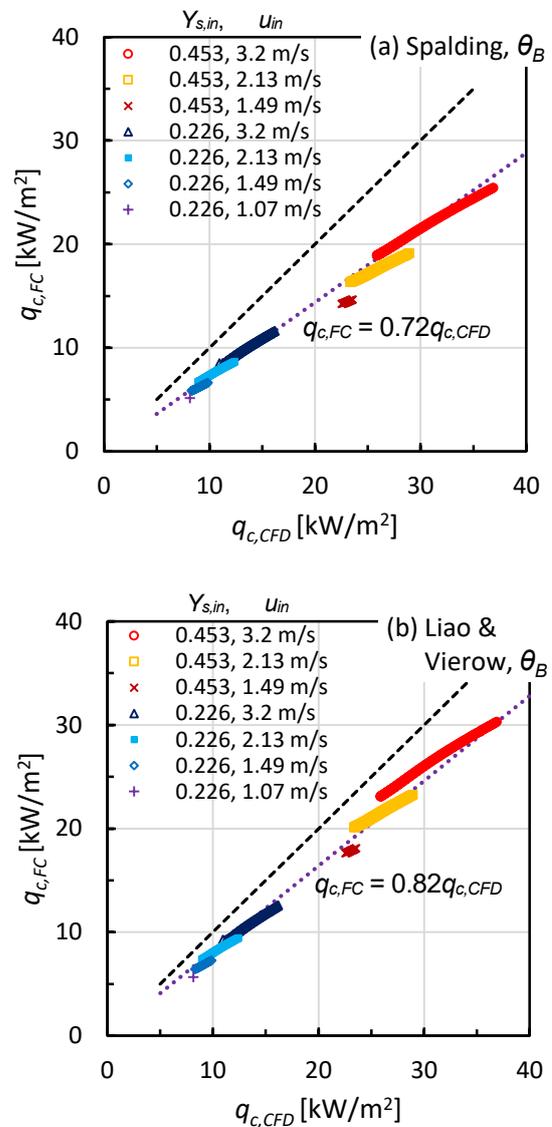


図 5 Spalding⁽¹²⁾による式(5)と Liao and Vierow⁽⁶⁾による式(7)での計算値 $q_{c,FC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較

4.1 強制対流凝縮

FC 凝縮に対する Spalding⁽¹²⁾による相関式(5)と Liao and Vierow⁽⁶⁾による相関式(7)での計算値 $q_{c,FC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較を図 5 に示す. 式(10)の θ_B と式(11)の $Sh_{x,FC}$ を使用した. FC 凝縮を選別するために, リチャードソン数 $Ri_x = Gr_x/Re_x^2 < 2$ ⁽¹⁵⁾ を使用した. 大気圧では相関式(5)と θ_B , 相関式(6), 相関式(7)と θ_c による計算値 $q_{c,FC}$ は相互によく一致し, $q_{c,CFD}$ と比較的良好に一致した⁽⁹⁾. 一方, 3 気圧では $q_{c,CFD}$ が大きく, 図 5 (a)の Spalding⁽¹²⁾による相関式(5)と θ_B による $q_{c,FC}$ は $q_{c,CFD}$ より大幅に小さく, $q_{c,CFD}$ の 72 % になった. 図 5 (b)の Liao and Vierow⁽⁶⁾による相関式(7)と θ_B による $q_{c,FC}$ は $q_{c,CFD}$ より小さく, $q_{c,CFD}$ の 82 % になった. $q_{c,CFD}$ と同等の $q_{c,FC}$ を与える従来相関式は見当たらない.

4.2 自然対流凝縮

NC 凝縮の相関式による計算値 $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較を図 6 に示す. NC 凝縮では q_c への u_{in} の影響がないため, $Y_{s,in} = 0.113$ と 0.340 での CFD 計算を追加した. 計算結果から $Ri_x = Gr_x/Re_x^2 > 30$ ⁽¹⁵⁾ を NC 凝縮として使用した. なお, NC 凝縮になる範囲が狭いため, $Y_{s,in} = 0.113$ では $u_{in} = 0.27$ m/s での CFD 計算を追加した.

図 6 (a)の Corradini⁽¹³⁾の相関式(8)では θ_B を使用した. 計算値 $q_{c,NC}$ は, $Y_{s,in} = 0.113$ では $q_{c,CFD}$ より大きくなり, $Y_{s,in} = 0.340$ と 0.453 では $q_{c,CFD}$ より小さくなった. $Y_{s,in} = 0.453$ では $q_{c,NC}$ は $q_{c,CFD}$ の 0.82 倍になった. つまり, Corradini の相関式と CFD 計算値で $Y_{s,in}$ に対する変化が異なる.

図 6 (b)の Spalding⁽¹²⁾の相関式(5)では θ_B を使用し, $Sh_{x,NC}$ に式(12)を使用した. 式(12)を使用すると相関式(5)で $Sh_{x,NC}/x \propto x^0$ になり, $q_{c,NC}$ は流れ方向にほぼ一定値になる. このため, 流れ方向位置 x の定義が難しい CV 解析で利用しやすい. $q_{c,NC}$ は, $q_{c,CFD}$ より小さく, $q_{c,CFD}$ の 0.75 倍になった.

Spalding⁽¹²⁾による相関式(5)と θ_B および式(13)の $Sh_{x,NC}$ を使用した計算値 $q_{c,NC}$ と $q_{c,CFD}$ の比較を図 6 (c)に示す. $q_{c,NC}$ は $q_{c,CFD}$ とよく一致し, $q_{c,NC}/q_{c,CFD}$ の平均値は 0.94 である. $q_{c,CFD}$ に対する $q_{c,NC}$ の標準偏差は $s = 6\%$ と小さい (不確かさ $\pm 2s = \pm 12\%$).

4.3 考察

本報告では, 凝縮した液膜による熱抵抗 $1/h_f$ を考慮していない. $1/h_f$ は, 一般に凝縮熱抵抗 $1/h_c$ の数%以下であり, データ評価や CFD 解析で考慮されていない^(1,2). しかし, q_c と h_c が大きくなると, h_c の値が h_f に近くなり, $1/h_f$ の影

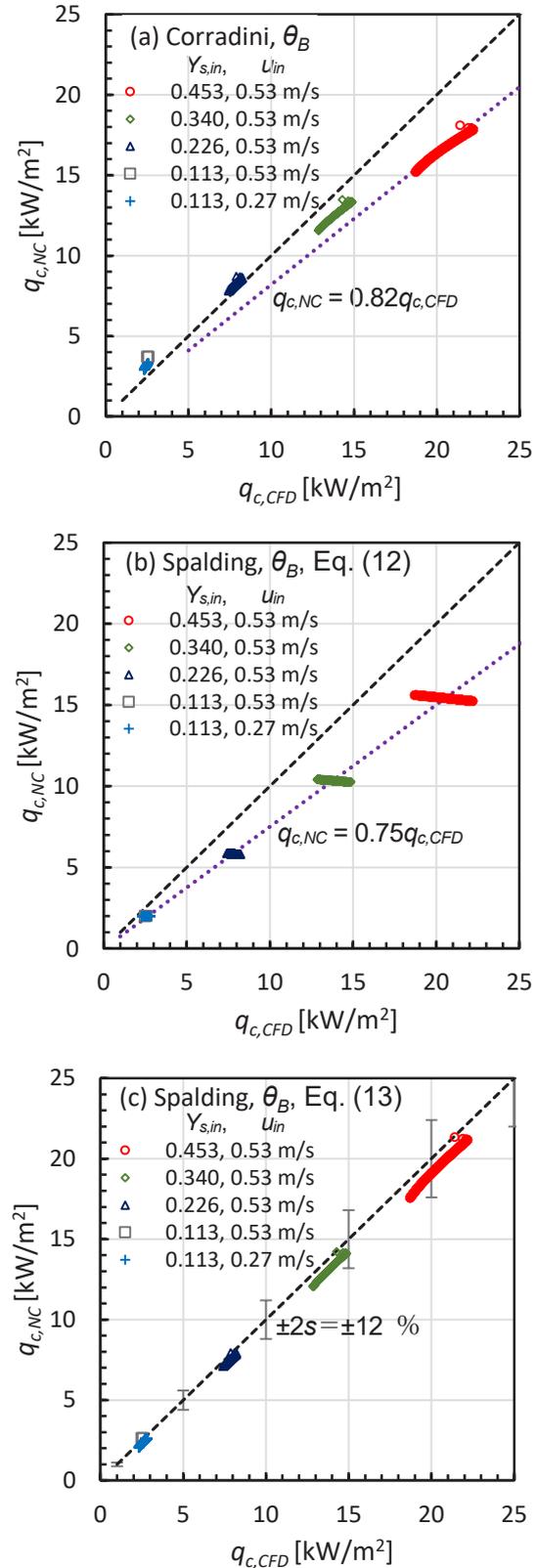


図 6 自然対流凝縮の相関式による計算値 $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較

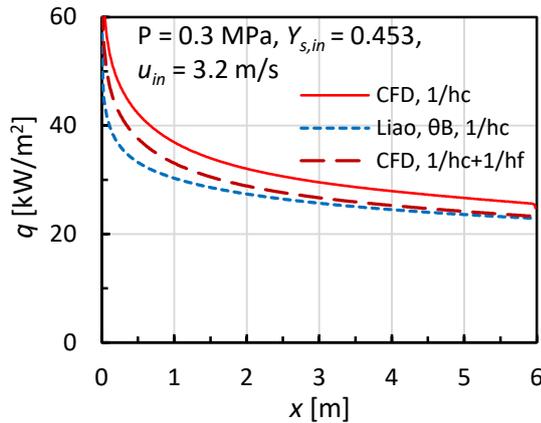


図7 凝縮熱流束への液膜熱抵抗 $1/h_f$ の影響

響を無視できなくなる。参考に、 $Y_{s,in} = 0.453$ 、 $u_{in} = 3.2$ m/s での流れ方向の熱流束分布への $1/h_f$ の影響を図7に示す。 $1/h_f$ は、層流液膜として凝縮量から計算した。混合気体は下向きの流れで x が大きくなるほど液膜厚さが厚くなり $1/h_f$ が大きくなる。一方、 x が大きくなるほど境界層厚さが厚くなり $1/h_c$ も大きくなる。このため、 $1/h_f$ の影響は x 方向にほぼ一定値になる。 $1/h_f$ を反映した熱流束 $(1/h_c + 1/h_f)$ は $1/h_f$ を考慮しない $q_{c,CFD}$ ($1/h_c$) の約0.87倍である。

3気圧での凝縮熱流束のCFD計算値 $q_{c,CFD}$ は大気圧での $q_{c,CFD}$ より大きくなり、従来相関式による凝縮熱流束の計算値はFC凝縮では $q_{c,CFD}$ より小さくなり、NC凝縮ではSpalding⁽¹²⁾による相関式(5)と θ_B および式(13)の $Sh_{x,NC}$ の組合せによる計算値が $q_{c,CFD}$ とよく一致した。しかし、高圧条件に対しては公開データが少なく、CFD計算値の検証ができていない。高圧データの収集とCFD解析の検証は、今後の課題である。

本報告で適用した q_c の相関式は、バルク（主流）と凝縮面の間で定義され、流れ方向位置 x の関数である。格納容器（CV）内では、流れ場が評価条件により異なり時間変化するため、 x を定義することが困難である。このため本研究では、凝縮面に接する計算セルでの物理量 (u , T_g , Y_s) を用いて q_c を予測し、CV解析の境界条件を与えることを目標にしている。このためには凝縮面からの距離 y の関数として局所シャーウッド数 Sh_y を求める必要があり、FC凝縮に対してはCFD計算値を用いて Sh_y を求めて相関式を作成した⁽¹⁷⁾。今後の課題は、NC凝縮に対する Sh_y を評価して相関式を作成することである。この場合、 Sh_y の相関式を用いて図2や図3に示した x 方向の q_c の変化を予測するのは困難である。 q_c は、 x の増加に対して一定値にはならないが、 x が大きくなると変化が小さくなる。そ

こで、FC凝縮に対する Sh_y 相関式の作成⁽¹⁷⁾では、 $x = 4 \sim 6$ m での平均値を使用した。

5. おわりに

本報告では、鉛直矩形流路内の空気と蒸気の混合気体から高さ6mの鉛直平板への壁面凝縮に関するCFD解析モデルを使用し、混合気体の圧力 $P = 0.3$ MPa、蒸気質量分率 $Y_{s,in} = 0.113 \sim 0.453$ および混合気体の速度 $u_{in} = 0.27 \sim 3.2$ m/s で数値解析を行った。大気圧でのCFD解析結果⁽⁹⁾と比較して凝縮熱流束 q_c に及ぼす圧力の影響を評価した。得られた主な結果は以下の通りである。

- (1) 高圧では蒸気密度が大きくなるため、凝縮熱流束のCFD計算値 $q_{c,CFD}$ が大気圧での $q_{c,CFD}$ より大きくなった。
- (2) FC凝縮では、従来相関式による凝縮熱流束の計算値 $q_{c,FC}$ は $q_{c,CFD}$ より小さくなった。 $q_{c,CFD}$ と同等の $q_{c,FC}$ を与える従来相関式は見当たらない。
- (3) NC凝縮に対しては、大気圧で $q_{c,CFD}$ とよく一致する $q_{c,FC}$ を与えるCorradiniの相関式は、3気圧では $q_{c,CFD}$ より小さい $q_{c,FC}$ を与えた。Spaldingの相関式と θ_B の組合せを使用すると、凝縮熱流束の計算値 $q_{c,NC}$ は $q_{c,CFD}$ とよく一致した。

記号

| | |
|------------|------------------------------------|
| B | サクシヨンパラメータ (-) |
| cp | 比熱 (kJ/kg K) |
| D | 拡散係数 (m ² /s) |
| Gr | グラスホフ数 (-) |
| h_c | 凝縮熱伝達率 (kW/m ² K) |
| h_{fg} | 凝縮潜熱 (kJ/kg) |
| h_{fg}^* | $= h_{fg} + cp(T_b - T_w)$ (kJ/kg) |
| M | 分子量 (kg/kmol) |
| m | 指数 (-) |
| Nu | ヌッセルト数 (-) |
| P | 圧力 (Pa) |
| Pr | プラントル数 (-) |
| q_c | 凝縮熱流束 (kW/m ²) |
| R | 一般ガス定数 (kJ/kmol K) |
| Re | レイノルズ数 (-) |
| Ri | リチャードソン数 (-) |
| Sc | シュミット数 (-) |
| Sh | シャーウッド数 (-) |
| s | 標準偏差 (-) |

| | |
|-----|--------------|
| T | 温度 (K) |
| u | 速度 (m/s) |
| X | モル分率 (-) |
| Y | 質量分率 (-) |
| x | 流れ方向位置 (m) |
| y | 凝縮面からの距離 (m) |

ギリシャ文字

| | |
|-------------|---------------------------|
| θ_B | サクション係数 (-) |
| θ_C | サクション修正係数 (-) |
| λ | 熱伝導率 (kW/m K) |
| λ_c | 凝縮熱伝導率 (kW/m K) |
| μ | 粘性係数 (Pa s) |
| ν | 動粘性係数 (m ² /s) |
| ρ | 密度 (kg/m ³) |

添字

| | |
|--------|------------|
| a | 空気 |
| b | バルク |
| CFD | CFD |
| c | 凝縮 |
| $conv$ | 対流 |
| FC | 強制対流 |
| f | 凝縮液膜 |
| g | 混合気体 |
| in | 入口 |
| m | 平均もしくは混合気体 |
| mix | 共存対流 |
| NC | 自然対流 |
| s | 蒸気 |
| w | 壁面 |
| x | 流れ方向位置 |
| y | 距離 |

引用文献

- (1) J. Green and K. Almenas, An Overview of the Primary Parameters and Methods for Determining Condensation Heat Transfer to Containment Structures, Nuclear Safety, Vol. 37 (1996), pp. 26-48.
- (2) S. A. Albdour, Y. Addad, N. Alyammahi and I. Afgan, Steam Condensation Heat Transfer in the Presence of Noncondensable Gases (NCGs) in Nuclear Power Plants (NPPs): A Comprehensive Review of Fundamentals, Current Status, and Prospects for Future Research. International Journal of Energy Research, Vol. 2024 (2024), p. 2880812.
- (3) F. Liu, Z. Sun, M. Ding and H. Bian, Research Progress of Hydrogen Behaviors in Nuclear Power Plant Containment under Severe Accident Conditions, International Journal of Hydrogen Energy, Vol. 46 (2021), pp. 36477-36502.
- (4) F. Legay-Desesquelles and B. Prunet-Foch, Heat and Mass Transfer with Condensation in Laminar and Turbulent Boundary Layers along a Flat Plate, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 29 (1986), pp. 95-105.
- (5) H. Araki, Y. Kataoka and M. Murase, Measurement of Condensation Heat Transfer Coefficient inside a Vertical Tube in the Presence of Noncondensable Gas, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 32 (1995), pp. 517-526.
- (6) Y. Liao and K. Vierow, A Generalized Diffusion Layer Model for Condensation of Vapor with Noncondensable Gases, Transactions of ASME, Journal of Heat Transfer, Vol. 129 (2007), pp. 988-994.
- (7) M. Murase, Y. Utanohara and A. Tomiyama, Prediction Method for Condensation Heat Transfer in the Presence of Non-condensable Gas for Computational Fluid Dynamics Applications, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol. 8 (2022), p. 031404.
- (8) 村瀬道雄, 歌野原陽一, 強制対流における蒸気と空気の混合気体からの壁面凝縮, INSS JOURNAL, Vol. 31, C-1 (2024), pp. 158-171.
- (9) 高木俊弥, 村瀬道雄, 三好弘二, 蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への凝縮熱流束の数値解析, INSS JOURNAL, Vol. 32, NT-10 (2025).
- (10) 日本機械学会編, 伝熱工学資料 改訂第5版, 日本機械学会 (2009).
- (11) A. Dehbi, F. Janasz and B. Bell, Prediction of Steam Condensation in the Presence of Noncondensable Gases using a CFD-based Approach, Nuclear Engineering and Design, Vol. 258 (2013), pp. 199-210.
- (12) D. B. Spalding, A Standard Formulation of the Steady Convective Mass Transfer Problem, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 1 (1960), pp. 192-207.

- (13) M. L. Corradini, Turbulent Condensation on a Cold Wall in the Presence of a Noncondensable Gas, *Nuclear Technology*, Vol. 64 (1984), pp. 186–195.
- (14) M. Murase and T. Takaki, Heat Flux Correlations for Condensation from Steam and Air Mixtures on Vertical Flat Plates, *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, Vol. 11 (2025), p. 021401.
- (15) T. Takaki, M. Murase and Y. Utanohara, Condensation Heat Fluxes from Mixed Convection Flows of Steam and Air Mixtures on a Vertical Flat Plate, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 62 (2025), pp. 167-178.
- (16) G. Vijaya Kumar, L. M. F. Cammiade, S. Kelm, K. A. Prakash and W. Rohlf, Implementation of a CFD Model for Wall Condensation in the Presence of Non-Condensable Gas Mixtures, *Applied Thermal Engineering*, Vol. 187 (2021), p. 116546.
- (17) M. Murase, Y. Utanohara and T. Takaki, Numerical Simulation of Forced Convection Condensation from Steam-Air Mixtures on Vertical Flat Plates and Evaluation of Wall Function, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 442 (2025), P. 114289.

蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への凝縮熱流束の数値解析

Numerical Simulation for Condensation Heat Fluxes on a Vertical Flat Plate from Steam and Air Mixtures

高木 俊弥 (Toshiya Takaki)^{*1}村瀬 道雄 (Michio Murase)^{*1}三好 弘二 (Koji Miyoshi)^{*1}

要約 本研究の目的は、原子炉の事故時における格納容器 (CV) 内の熱流体挙動を数値流体力学 (CFD) コードで計算する際に境界条件として使用される凝縮伝熱の相関式を整備することである。CV 壁を模擬する鉛直平板での壁面凝縮を実験的に評価するには大規模な装置が必要になるため、本研究では鉛直矩形流路に対する CFD 解析により蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ および蒸気と空気の混合気体の速度 u_{in} を変数として流れ方向の凝縮熱流束 q_c の分布を評価している。本報告では、これまでの $Y_{s,in} = 0.226, 0.453, 0.68$ に 0.113 と 0.84 ($u_{in} = 0.27 \sim 3.2$ m/s) を追加して CFD 解析を行い、 q_c の既存相関式と比較評価した。強制対流 (FC) 凝縮では、CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ と既存相関式による計算値 $q_{c,FC}$ は比較的良好に一致した。一方、 u_{in} を減少すると q_c が一定値に漸近する自然対流 (NC) 凝縮では、低 $Y_{s,in}$ 条件で既存相関式による計算値 $q_{c,NC}$ は $q_{c,CFD}$ より大幅に大きくなり、 $q_{c,NC}$ 相関式を改善することが望ましい。

キーワード 格納容器, 鉛直平板, 壁面凝縮, 数値解析, 強制対流, 自然対流, 凝縮熱流束

Abstract The final objective of our study series is to present correlations for condensation heat transfer, which are used for boundary conditions in CFD (computational fluid dynamics) analysis for thermal-hydraulic behavior in the containment vessel (CV) of nuclear reactors during accident conditions. The distributions of condensation heat fluxes q_c in the flow direction (x direction) are numerically evaluated with CFD computations by changing steam mass fraction $Y_{s,in}$ and velocities u_{in} of steam and air mixtures, because a large-scale facility is needed to do experiments for wall condensation on a vertical flat plate in a vertical flow channel simulating a CV wall. In this report, CFD computations were carried out with $Y_{s,in} = 0.113$ and 0.84 ($u_{in} = 0.27 \sim 3.2$ m/s) in addition to the previous CFD computations with $Y_{s,in} = 0.226, 0.453$ and 0.68 . For forced convection (FC) condensation, the CFD values $q_{c,CFD}$ agreed relatively well with the $q_{c,FC}$ computed with existing correlations. On the other hand, for natural convection (NC) condensation (where the q_c value approaches a constant value with decreasing u_{in}), the $q_{c,NC}$ values computed with existing correlations were much larger under the condition of small $Y_{s,in}$ than the $q_{c,CFD}$ values, and improvement of the $q_{c,NC}$ correlation is expected.

Keywords containment vessel, vertical flat plate, wall condensation, numerical simulation, forced convection, natural convection, condensation heat flux

1. はじめに

原子炉では、配管破断による冷却材喪失事故 (LOCA) などの設計基準事故を想定して安全設備の性能評価が行われる。LOCA 時には、原子炉から高温の冷却材が格納容器 (CV) に流出し、蒸気が構造物表面で凝縮する。本研究の目的は、原子炉事故時の CV 内構造物への凝縮伝熱に係わり、数値流体力学 (CFD) コードで使用する凝縮伝熱の相関式を提供することである。

非凝縮性気体 (空気もしくは窒素ガス) が存在する条件での凝縮伝熱については多くの研究が行われ、多くの伝熱

相関式が提案されている⁽¹⁻⁴⁾。原子炉の安全解析では、CV を複数の領域にモデル化し、密閉容器内での自然対流凝縮実験に基づいて作成された変数に速度を含まない伝熱相関式を使用して熱流体挙動が計算される。一方、CFD コードでの解析では流れ場を計算するため、速度を変数に含む伝熱相関式を用いるのが適切である。しかし、実規模の CV を対象とする CFD 解析⁽⁵⁾では、多くの文献で構造物表面での境界条件である伝熱相関式に関する記述がないか、もしくは変数に速度を含まない伝熱相関式が使用されている。そこで、本研究では、CFD 解析で使用する凝縮伝熱相関式の整備を目的とした。

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

福島第一原子力発電所での事故以降、CFDコードを使用した実験解析⁽⁶⁻⁸⁾や凝縮伝熱モデルの改良⁽⁸⁻¹⁰⁾が行なわれている。実験解析では粘性底層での蒸気質量分率 Y_s の勾配に基づく凝縮熱流束 q_c の相関式が使用されるが、凝縮面に接する計算セルの幅を0.1 mm程度にする必要があり、CV解析への適用は現実的でない。また、CFD解析では壁面に接する計算セルでの物理量（凝縮面からの距離 y 、混合気体の速度 u 、温度 T_g 、蒸気質量分率 Y_s ）を用いて境界条件を与えるのが現実的である。したがって、本研究の具体的な目標は、凝縮面に接する計算セルを乱流域からバルクに設定し、この計算セルでの物理量を用いて q_c を求める相関式を提供することである。 q_c の相関式の乱流境界層への適用性を評価するには凝縮面からの距離 y に対する T_g や Y_s の分布が必要になるが、 y 方向分布の測定例は非常に少ない。

著者らの研究グループでは、神戸大学との共同研究として、直径49.5 mmの伝熱管を用いて飽和蒸気と空気の混合気体の半径方向と流れ方向の温度分布を測定した⁽¹¹⁾。飽和蒸気を仮定して T_g の測定値から Y_s の分布を求め、 y に対して物質伝達率の無次元量である局所シャーウッド数 Sh_y を求めて相関式化し、バルクで定義された q_c の相関式^(12,13)に Sh_y の相関式を適用して乱流域からバルクでの物理量を使用して q_c を予測する方法を提案した⁽¹⁴⁾。これにより、CFD解析モデルで壁面に接する計算セルを乱流域からバルクに設定し、この計算セルでの物理量を使用して凝縮伝熱の境界条件を設定できる。CFDコードFLUENTを用いて実験解析を行い、計算結果が Sh_y の相関式を用いた q_c の予測式の不確かさの範囲内であることを確認した⁽¹⁵⁾。実規模CVの円筒容器は鉛直平板で近似できるため、平板に対しては、Legay-Desesquelles and Prunet-Foch⁽¹⁶⁾による強制対流凝縮での温度分布の測定値を用いて Sh_y の相関式を求めた⁽¹⁷⁾。温度分布の測定例が少なく検証は必ずしも十分でないが、強制対流凝縮に対する凝縮伝熱相関式の整備は一段落し、前報⁽¹⁸⁾で成果の概要を報告した。自然対流凝縮に対しては大規模な実験設備が必要になるため、鉛直矩形流路でのCFD解析モデルを使用して伝熱特性を評価している。

本報告では、流路入口での蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ と混合気体速度 u_m が q_c に及ぼす影響を評価し、 q_c 相関式の適用範囲拡大を図るために、鉛直矩形流路でのCFD解析モデルを使用して $Y_{s,in}=0.113, 0.84$ および $u_m=0.27\sim 3.2$ m/s で数値解析を行った。これまでに実施済みの $Y_{s,in}=0.226, 0.453, 0.68$ および $u_m=0.27\sim 3.2$ m/s でのCFD解析結果^(19,20)を含めて q_c のCFD計算値を既存相関式と比較評価した。

2. 壁面凝縮の伝熱相関式と解析モデル

加圧水型原子炉の鋼製CVは、直径が約40 m、高さが約80 mである。LOCA時には、CV内では漏洩口からの一次冷却材の流出による強制対流、および気体とCV構造物との温度差に起因する自然対流が形成される。一次冷却材は高温であるためCVに流出すると蒸気が生成され、蒸気はCV構造物の表面で凝縮する。本研究では、CFD解析で構造物表面に境界条件として与える壁面凝縮の伝熱相関式を対象とする。

本研究では、大規模な設備が必要になる実験的評価は難しいため、鉛直矩形流路でのCFD解析モデルを使用して伝熱特性を評価している。CFD解析結果から伝熱特性を評価するには、既存相関式による計算値との比較評価が有益である。また、鉛直矩形流路でのCFD解析結果をCV解析に反映するには相関式化が必要であり、既存相関式を参照する。そこで、ここでは、本研究で参照している壁面凝縮に関する既存相関式、および本研究で使用している壁面凝縮の解析モデルについて記述する。また、これまでに実施した実験解析の概要について述べる。

2.1 壁面凝縮に関する伝熱相関式

本研究で使用している壁面凝縮に関する伝熱相関式を表1に示す。式(1)~(3)は対流伝熱に関し広く利用されている相関式⁽²¹⁾であり、式(4)~(8)は q_c を与える相関式である。式(2)の Re_x はレイノルズ数、式(3)の Gr_x はグラスホフ数であり、式(9)で定義される。

相関式(4)は、CFDコードを用いた実験解析で使用され、粘性底層で定義されているため計算セルの幅を0.1 mmオーダーにする必要があるが、層流もしくは乱流および強制対流もしくは自然対流に適用できる。相関式(4)および(5)などで θ_B はサクシオン係数であり、式(10)で定義される。 θ_B を使用すると q_c の計算値が過大になり、サクシオン修正係数 θ_c が使用される場合がある。

相関式(5)は、相関式(11)と組み合わせて強制対流(FC)凝縮に、相関式(12)と組み合わせて自然対流(NC)凝縮に使用されるが、後者では $\theta_B=1$ にするのがよい⁽²²⁾。相関式(6)と(7)は、FC凝縮を対象に提案された式であり、NC凝縮に適用された事例はない。相関式(8)は、NC凝縮を対象に提案された式である。

表1 壁面凝縮に関する伝熱相関式

| 伝熱相関式 | 式 |
|---|------|
| 対流伝熱 ⁽²¹⁾ | |
| $Nu_x = (Nu_{x,FC}^m + Nu_{x,NC}^m)^{1/m}, m = 4$ | (1) |
| $Nu_{x,FC} = \frac{h_{conv,FC}x}{\lambda_g} = 0.0296Re_x^{4/5}Pr^{1/3}$ | (2) |
| $Nu_{x,NC} = \frac{h_{conv,NC}x}{\lambda_g} = 0.13(Gr_xPr)^{1/3}$ | (3) |
| Dehbi et al. ⁽⁶⁾ : 粘性底層に対する式 | |
| $q_c = \frac{\rho D \theta_B}{1 - Y_s} \frac{\partial Y_s}{\partial y} h_{fg}$ | (4) |
| Spalding ⁽²³⁾ : バルクに対する凝縮熱流束の式 | |
| $q_c = D\rho \frac{Sh_x}{x} \theta_B \frac{Y_{s,b} - Y_{s,w}}{1 - Y_{s,w}} h_{fg}$ | (5) |
| Araki et al. ⁽¹²⁾ : バルクに対する強制対流の式 | |
| $q_c = D \frac{P M_s}{R T} \frac{Sh_x}{x} \ln \left(\frac{1 - X_{s,w}}{1 - X_{s,b}} \right) h_{fg}$ | (6) |
| Liao and Vierow ⁽¹³⁾ : バルクに対する強制対流の式 | |
| $q_c = \lambda_c \frac{Sh_x}{x} (T - T_w)$ | (7) |
| $\lambda_c = D \frac{\phi_2}{\phi_1} \frac{P M_s M_a}{R^2 T^3} h_{fg} h'_{fg}$ | |
| $\frac{1}{\phi_1} = \frac{Y_{s,m}}{Y_{a,w}}, \phi_2 = \frac{M_{m,m}^2}{M_{m,b} M_{m,w}}$ | |
| Corradini ⁽²⁴⁾ : バルクに対する自然対流の式 | |
| $q_{c,NC} = k_x (\rho_{s,b} - \rho_{s,w}) h'_{fg} \theta_B$ | (8) |
| $k_x = 0.0225Re_{x,c}^{3/4} Sc^{1/3} \frac{D}{\delta_x}, Re_{x,c} = \frac{\Gamma_x \delta_x}{\nu}$ | |
| $\Gamma_x = \frac{1.185Gr_x^{1/2}}{(1 + 0.494Pr^{2/3})^{1/2}} \frac{\nu}{x}$ | |
| $\delta_x = \frac{0.565x(1 + 0.494Pr^{2/3})^{0.1}}{Gr_x^{0.1} Pr^{8/15}}$ | |
| 定義式とシャーウッド数 Sh_x の式 | |
| $Re_x = \frac{u x}{\nu}, Gr_x = \frac{\rho g (\rho_w - \rho_b) x^3}{\mu^2}$ | (9) |
| $\theta_B = \frac{\ln(1+B)}{B}, B = \frac{Y_{s,w} - Y_{s,b}}{1 - Y_{s,w}}, \theta_c = \frac{1 + \theta_B}{2}$ | (10) |
| $Sh_{x,FC} = \frac{h_{c,FC}x}{\lambda_c} = 0.0296Re_x^{4/5} Sc^{1/3}$ | (11) |
| $Sh_{x,NC} = \frac{h_{c,NC}x}{\lambda_c} = 0.13(Gr_x Sc)^{1/3}$ | (12) |

D [m²/s]は拡散係数, $h = q/(T_b - T_w)$ [kW/m²K]は熱伝達率, h_g [kJ/kg]は凝縮潜熱, $h'_{fg} = h_g + cp(T_b - T_w)$ [kJ/kg] (cp [kJ/kgK]は比熱), M [kg/kmol]は分子量, Nu [-]はヌッセルト数, P

[Pa]は圧力, Pr [-]はプラントル数, R [kJ/kmolK]は一般ガス定数, Re [-]はレイノルズ数, Sc [-]はシュミット数, Sh [-]はシャーウッド数, T [K]は温度, u [m/s]は速度, X [-]はモル分率, Y [-]は質量分率, x [m]は流れ方向の距離, y [m]は壁面からの距離, θ_B [-]はサクシオン係数, θ_c [-]はサクシオン修正係数, λ [kW/mK]は熱伝導率, λ_c [kW/mK]は凝縮熱伝導率, ν [m²/s]は動粘性係数, ρ [kg/m³]は密度. 添字: a は空気, b はバルク, $conv$ は対流, FC は強制対流, m は平均もしくは混合気体, NC は自然対流, s は蒸気, w は壁面, x は x 方向, y は壁面からの距離.

式(6)でのモル分率 X と他の式での質量分率 Y で計算値に顕著な相違はない. 式(6)での対数項は境界層内で積分平均した対数平均濃度差に起因するが, 他の相関式では θ_B に対数項が含まれている. 相関式(5)~(7)でシャーウッド数 Sh_x には相関式(11)もしくは(12)が使用される.

粘性底層で定義された相関式(4)を CV 解析に適用するのは現実的でない. そこで, 本研究では図1に示す鉛直流路に設けた平板への q_c を CFD 解析で求め, 求めた $q_{c,CFD}$ を相関式化して CV 解析の境界条件に与えることを想定している. しかし, CFD 解析には解析モデルや相関式による不確かさがあるため, 検証された既存相関式(5)~(8)や既存相関式の組合せをできるだけ活用する. 本報告では, q_c の CFD 計算値をこれらの相関式と比較評価した.

2.2 壁面凝縮の解析モデル

CFD 解析の計算領域を図1に示す. 計算領域と解析モデルは Takaki et al.⁽¹⁹⁾ とほぼ同じである. 高さ方向 (x 方向) と壁面からの距離 y 方向の二次元であり, 凝縮面高さは SETCOM 装置⁽⁹⁾ と同じ 6 m である. SETCOM 装置の y 方向の幅は 0.44 m であるが, CFD 解析の低流量条件で出口から逆流が生じて計算が不安定になる場合があるため, 逆流が生じにくいように 2 倍の 0.88 m にした. 凝縮壁は厚さ 20 mm のステンレスであり, ステンレス壁内の温度勾配から熱流束 q を求めた. $q = q_c + q_{conv}$ であり, 気体の対流熱流束 $q_{conv} = h_{conv}(T_b - T_w)$ は相関式(1)~(3)で計算した.

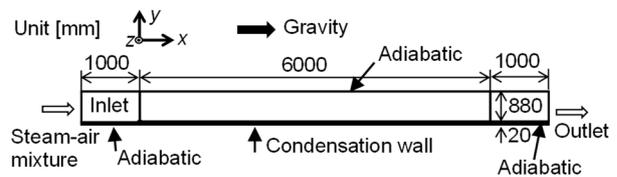


図1 壁面凝縮解析の計算領域

表2 計算条件

| | | | |
|--------------------------|----------------------|----------------------|----------|
| 計算コード | Ansys FLUENT 2021 R2 | | |
| 流体 | 蒸気と空気の混合気体, 理想気体 | | |
| 固体 | ステンレス鋼 SUS304 | | |
| 時間 | 定常 | | |
| 乱流モデル | SST k- ω | | |
| 対流項の離散化 | 二次風上 | | |
| 入口条件 | 圧力 P [MPa] | 0.1013 | |
| | 蒸気割合 $Y_{s,in}$ [-] | 0.113 | 0.84 |
| | 速度 u_{in} [m/s] | 0.27~3.2 | 0.53~3.2 |
| | 温度 $T_{g,in}$ [°C] | 58.3 | 97.2 |
| | 乱流強度 I [%] | 5 | |
| 出口条件 | 圧力一定 | | |
| 壁面 | 運動量 | 壁面スリップなし | |
| | 対流伝熱 | フーリエ則 | |
| | 凝縮伝熱 | 式(4), $\theta_B = 1$ | |
| 凝縮壁の外表面 $T_{w,out}$ [°C] | 45 | 56 | |

流れ方向の計算セル寸法は $\Delta x = 10$ mm で一定であるが, y 方向には壁面近くで計算セル幅を小さくし主流部で大きくしている. 凝縮面に接する計算セルを粘性底層内に設定し, 相関式(4)を用いて凝縮面に熱流束 q_c を与えるために幅を $\Delta y = 0.1$ mm にした. 計算セルの総数は 387,200 (流体 336,000, 固体 51,200) である.

計算条件を表2に示す. CFD コードには FLUENT を使用した. 流体は, 蒸気と空気の混合気体であり, 理想気体として扱った. 凝縮壁にはステンレス鋼 SUS304 の物性値を使用した. 乱流モデルには壁面凝縮の CFD 実験解析^{(6),(10)}で使用される SST k- ω を使用した. 混合気体の入口条件は, 圧力 $P = 0.1013$ MPa であり, 蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ と速度 u_{in} を変数にした. これまでに, $Y_{s,in} = 0.453$ ⁽¹⁹⁾ および $Y_{s,in} = 0.226$ と 0.68 ⁽²⁰⁾ を計算済みであり, 本報告では $Y_{s,in} = 0.113$ と 0.84 を追加計算した(飽和温度は $T_{g,in} = 58.3$ と 97.2 °C). これまでの CFD 解析結果^{(19),(20)}より, 速度 $u_{in} = 3.2$ m/s では強制対流 (FC) 凝縮, $u_{in} = 0.53$ m/s では自然対流凝縮と推定した. 混合気体の出口条件は圧力一定境界にした.

壁面ではスリップなしで $u_w = 0$ m/s, 凝縮面では対流伝熱を FLUENT に組み込まれたフーリエ則で計算し, 相関式(4)で凝縮熱流束 q_c を与えた. サクシオン係数 $\theta_B = 1$ としたが, 粘性底層では $\theta_B = 1$ で θ_B の影響は小さい. 凝縮による蒸気の減少量と凝縮壁への伝熱量は計算セル内の体積項として与えるため, 凝縮面で気体側凝縮熱量と固体側入熱量を等しくする必要がある. 本解析では気体側と固

体側で計算セル幅 $\Delta y = 0.1$ mm を等しくしているが, 計算セル幅が異なる場合には伝熱量が気体側と等しくなるよう固体側の入熱量を補正する必要がある. 凝縮壁の外表面温度は, $Y_{s,in} = 0.226 \sim 0.84$ では $T_{w,out} = 56$ °C で一定であるが, $Y_{s,in} = 0.113$ では混合気体温度 58.3 °C との差が小さくなるため 45 °C にした. 凝縮壁以外の壁面は断熱条件を与えた.

2.3 実験解析の概要

壁面凝縮実験の多くは密閉容器内での凝縮面を用いた測定であり, 図1のような流動実験での測定は少ない. Takaki et al.⁽¹⁹⁾は, SETCOM データ⁽¹⁰⁾を使用して FC 凝縮 ($u_{in} = 2.98 \sim 4.68$ m/s) を対象にした解析を行い, 熱流束 q の測定値に対する CFD 計算値の標準偏差は $s = 7.6 \sim 20.2$ % であり比較的良好に一致することを示した (q が大きい場合に s が小さく q が小さい場合に s が大きい). また, COPAIN⁽⁶⁾ と CONAN⁽⁷⁾ での FC 凝縮 ($u_{in} = 1.25 \sim 3.59$ m/s) に対する解析を実施しており, $s = 13$ % であった.

混合気体の密度計算に volume-weighted-mixing-law を使用した場合⁽¹⁹⁾には COPAIN⁽⁶⁾での NC 凝縮における流れ方向の q 分布の変化を再現できなかったが, 混合気体の密度計算に ideal-gas-mixing-law を使用している本解析では q 分布の変化を再現できるようになった. NC 凝縮 ($u_{in} = 0.33 \sim 1$ m/s) に関する CFD 計算値の測定値に対する標準偏差は $s = 13$ % であった. 一方, 密度計算に volume-weighted-mixing-law を使用しても u_{in} の減少に伴う FC 凝縮から NC 凝縮への変化を計算できる. 密度計算の変更が混合気体の密度の計算値に及ぼす影響は小さく, NC 凝縮の実験における流れ方向の q 分布の変化を左右する要因は明らかでない.

鉛直円管内での凝縮を対象にした Araki et al.⁽¹²⁾ と Liao and Vierow⁽¹³⁾ による相関式の測定値に対する標準偏差は $s = 30$ % と 20 % であり, 測定値のバラツキが大きいことも不確かさが大きい要因である. 本研究では, 測定値, CFD 計算値, 既存相関式の不確かさを考慮し, 標準偏差で 10 % 以下 (よく一致) を目標とし, $10 \sim 20$ % を許容範囲 (比較的良好に一致) と判断している.

3. 熱流束への蒸気質量分率の影響

3.1 熱流束の流れ方向分布

流れ方向 (x 方向) の凝縮熱流束 q_c の分布の CFD 計算値と相関式での計算値を図2 ($Y_{s,in} = 0.113$) と図3 ($Y_{s,in} =$

0.84) に示す。既存相関式による計算値には、FC 凝縮では Liao and Vierow⁽¹³⁾による相関式(7)と式(10)の θ_c および式(11)の $Sh_{x,FC}$ を使用し、NC 凝縮では Corradini⁽²³⁾による相関式(8) と式(10)の θ_c を使用した。 θ_B は $Y_{s,in}$ により大きく異なり、 $Y_{s,in} = 0.113$ で $\theta_B \doteq 1.03$ 、 $Y_{s,in} = 0.84$ で $\theta_B \doteq 2.05$ であ

る。 u_{in} は θ_B にほとんど影響しない。

FC 凝縮の(a) $u_{in} = 3.2 \text{ m/s}$ では、CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ は相関式による計算値 $q_{c,FC}$ より $Y_{s,in}$ の影響が大きく、 $Y_{s,in} = 0.113$ では $q_{c,FC}$ より小さく、 $Y_{s,in} = 0.83$ では $q_{c,FC}$ より大きい。

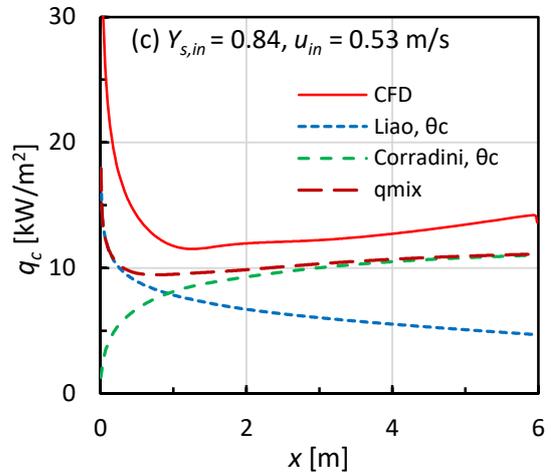
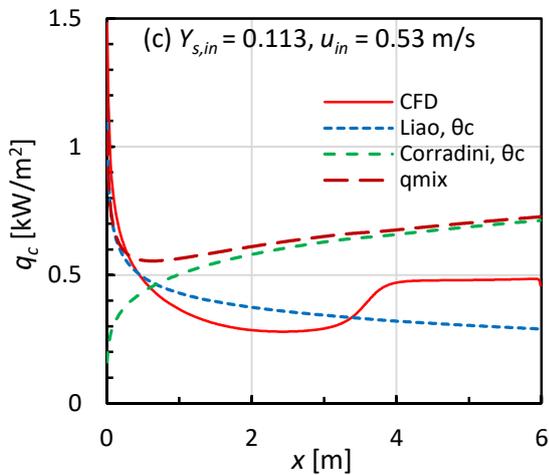
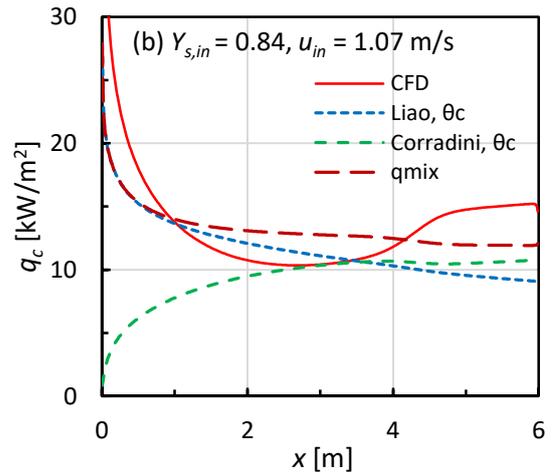
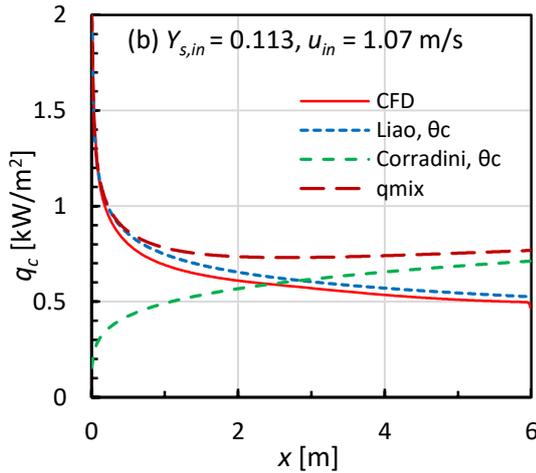
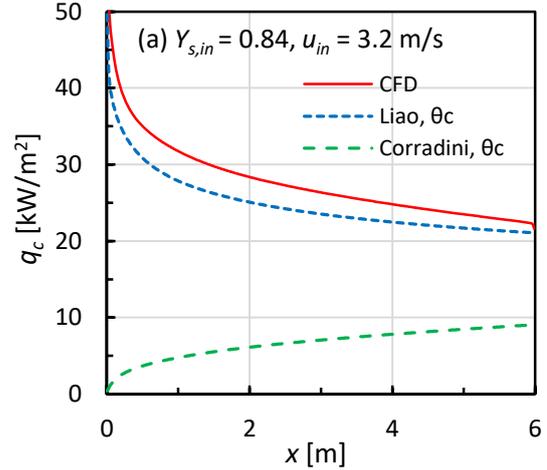
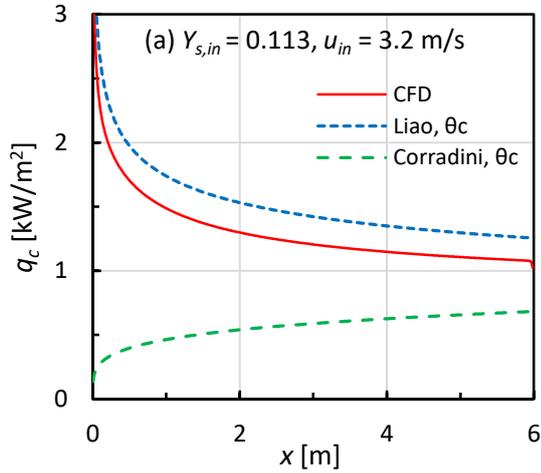


図2 流れ方向の凝縮熱流束 q_c の分布 ($Y_{s,in} = 0.113$)

図3 流れ方向の凝縮熱流束 q_c の分布 ($Y_{s,in} = 0.84$)

共存対流凝縮の(b) $u_{in}=1.07$ m/s では, $Y_{s,in}=0.113$ と 0.84 で $q_{c,CFD}$ の傾向が異なる. 一方, 相関式による計算値は $x \approx 3$ m で $q_{c,NC}=q_{c,FC}$ になり共存対流凝縮の特徴を示す. 共存対流凝縮の熱流束 q_{mix} には次式⁽⁹⁾を使用した.

$$q_{mix} = (q_{c,FC}^m + q_{c,NC}^m)^{1/m}, m = 4 \quad (13)$$

$Y_{s,in} = 0.113$ では, $q_{c,CFD} \approx q_{c,FC}$ であり, $q_{c,CFD}$ に NC 凝縮の影響は現れておらず (FC 凝縮の状態が継続), $q_{c,NC}$ が $q_{c,CFD}$ より大きいことを示す. 一方, $Y_{s,in}=0.84$ では, $q_{c,CFD} \approx q_{mix}$ であり, $q_{c,CFD}$ は共存対流凝縮から NC 凝縮への変化を示しており, $q_{c,NC}$ が $q_{c,CFD}$ より小さい.

NC 凝縮の(c) $u_{in} = 0.53$ m/s では, 既存相関式からは $x > 1$ m で $q_{c,NC} > q_{c,FC}$ になり自然対流凝縮と判別される. 一方, $Y_{s,in} = 0.113$ では, $q_{c,CFD}$ は共存対流凝縮から NC 凝縮への変化を示しており, $q_{c,CFD}$ は $u_{in} = 1.07$ m/s と同様に $q_{c,NC}$ より小さい. $Y_{s,in}=0.84$ では, $x > 1$ m で NC 凝縮に変化しており, $q_{c,CFD}$ は $u_{in} = 1.07$ m/s と同様に $q_{c,NC}$ より大きい.

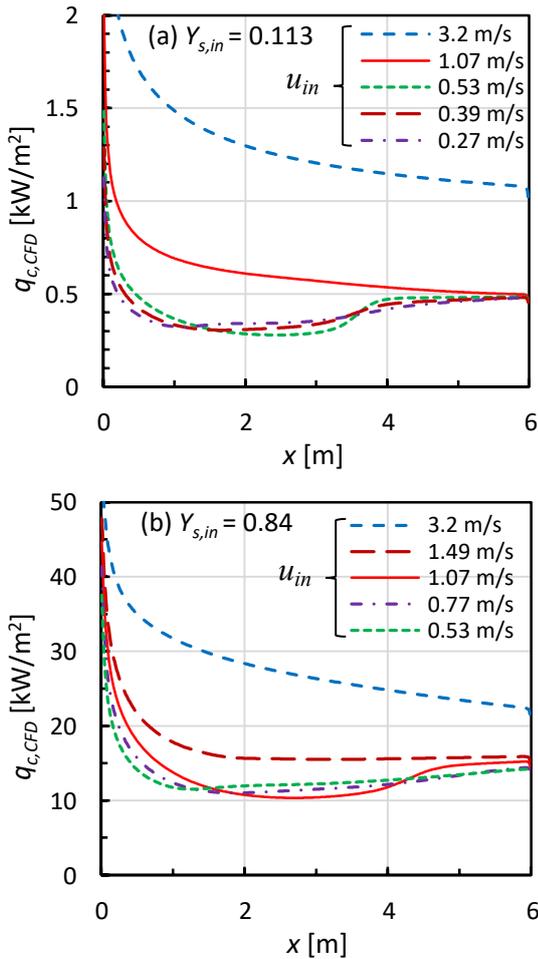


図4 凝縮熱流束のCFD計算値 $q_{c,CFD}$ への速度 u_{in} の影響

図2と図3に示したように, $q_{c,CFD}$ は $Y_{s,in}=0.113$ では $q_{c,FC}$ より小さく, 特に $q_{c,NC}$ より大幅に小さい. 一方, $Y_{s,in}=0.84$ では, $q_{c,CFD}$ は $q_{c,FC}$ や $q_{c,NC}$ より大きい. $Y_{s,in}=0.113$ で $\theta_B \approx 1.03$, $Y_{s,in} = 0.84$ で $\theta_B \approx 2.05$ であることから, 既存相関式で使用した θ_c を θ_B に変更すれば $q_{c,FC}$ や $q_{c,NC}$ が $q_{c,CFD}$ に近づくことと推定される.

3.2 混合気体速度の影響

凝縮熱流束のCFD計算値 $q_{c,CFD}$ への混合気体速度 u_{in} の影響を図4に示す. (a) $Y_{s,in}=0.113$ では, $u_{in}=3.2$ m/s と 1.07 m/s で FC 凝縮であり, $u_{in} = 1.07$ m/s で共存対流凝縮の特徴 (x が大きい下流で q_c が流れ方向に増加) が現れていない. $u_{in} = 0.27 \sim 0.53$ m/s で NC 凝縮であり, u_{in} が低下しても $q_{c,CFD}$ が低下しない.

(b) $Y_{s,in} = 0.84$ では, $u_{in} = 3.2$ m/s で FC 凝縮であり, $u_{in} = 1.49$ m/s では共存対流凝縮の特徴が現われており $x > 2$ m で $q_{c,CFD}$ が一定値になっている. $u_{in} = 0.53 \sim 1.07$ m/s で NC 凝縮であるが, $u_{in} = 1.07$ m/s では共存対流凝縮から NC 凝縮に変化する過程であり NC 凝縮への変化が遅れている.

図2~図4に示したように $Y_{s,in}$ が q_c に及ぼす影響が大きい. $Y_{s,in}$ が大きく q_c が大きいと FC 凝縮から NC 凝縮に変化する u_{in} が大きくなる.

4. 凝縮熱流束の相関式

ここでは, CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ を既存相関式(5)~(8)による計算値 $q_{c,FC}$ や $q_{c,NC}$ と比較し, $q_{c,CFD}$ との一致がよい既存相関式を選択する.

4.1 強制対流凝縮

FC 凝縮に対する Liao and Vierow⁽¹³⁾による相関式(7)での計算値 $q_{c,FC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較を図5に示す. $Y_{s,in} = 0.453$ での解析結果⁽¹⁹⁾および $Y_{s,in} = 0.226$ と 0.68 での解析結果⁽²⁰⁾に本報告での解析結果 ($Y_{s,in} = 0.113$ と 0.84) を加えて表示した.

FC 凝縮を選別するために, リチャードソン数 $Ri_x = Gr_x/Re_x^2 < 2$ ⁽¹⁹⁾を使用した. 図3に示した結果から $q_{c,FC}$ を大きくするために, (a)では θ_B を使用したが $q_{c,FC}$ が過大になり, $q_{c,CFD}$ と θ_B が大きくなるにしたがって $q_{c,FC}$ が大きくなった. 一方, (b) で θ_c を使用すると, $q_{c,FC}$ は $q_{c,CFD}$ と比較的よく一致したが, $q_{c,CFD}$ と θ_B が大きくなるにしたがって $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ が小さくなる傾向が残った.

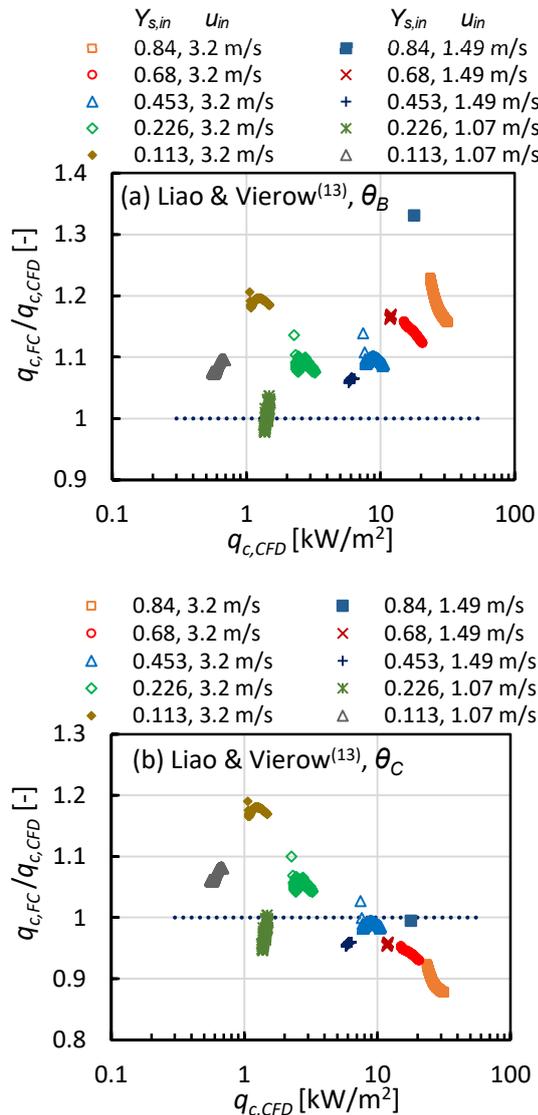


図5 Liao and Vierow⁽¹³⁾による相関式(7)での計算値 $q_{c,FC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較

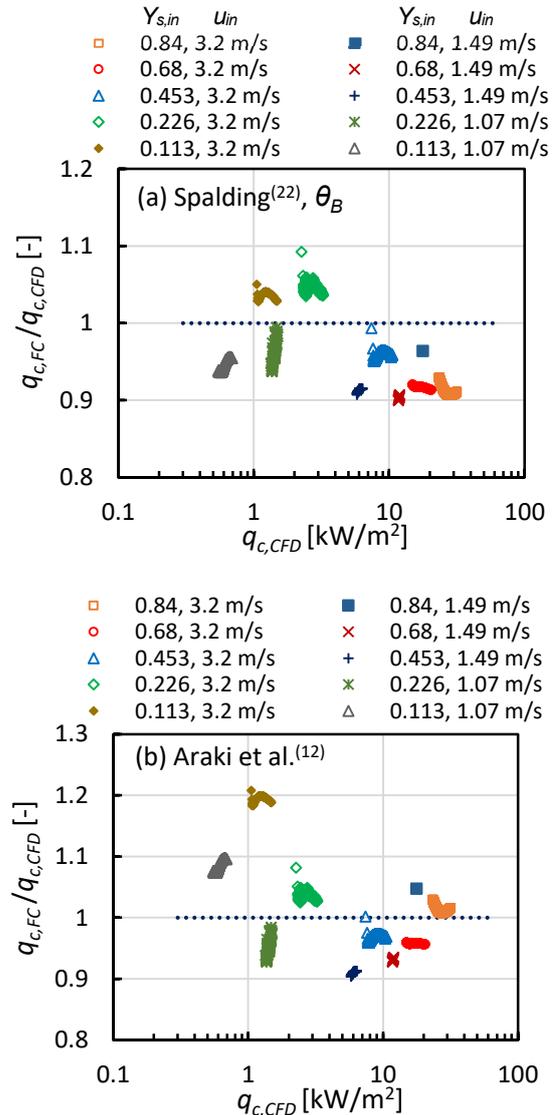


図6 Spalding⁽²³⁾と Araki et al.⁽¹²⁾による相関式での計算値 $q_{c,FC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較

Spalding⁽²³⁾による相関式(5)と Araki et al.⁽¹²⁾による相関式(6)での計算値 $q_{c,FC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較を図6に示す。図6(a)の Spalding⁽²³⁾による相関式(5)での計算値 $q_{c,FC}$ は $q_{c,CFD}$ とよく一致し、 $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ は 1 ± 0.1 の範囲内に収まった。図6(b)の Araki et al.⁽¹²⁾による相関式(6)での計算値 $q_{c,FC}$ では、 $Y_{s,in} = 1.13$ の $u_{in} = 3.2$ m/s で $q_{c,FC}/q_{c,CFD} \approx 1.2$ が少し大きい。

FC凝縮に対する既存相関式(5)~(7)では、式(5)と θ_B 、式(7)と θ_C の組合せにすれば、相関式(6)と(7)では $Y_{s,in} = 1.13$ の $u_{in} = 3.2$ m/s で $q_{c,FC}/q_{c,CFD} \approx 1.2$ を除いて計算値 $q_{c,FC}$ に顕著な相違はない。相関式(5)では $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ が 1 ± 0.1 の範囲内に収まった。

4.2 自然対流凝縮

NC凝縮の相関式による計算値 $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較を図7に示す。計算結果から $Ri_x = Gr_x/Re_x^2 > 30$ ⁽¹⁹⁾ を NC凝縮として使用した。図7(a)の Corradini⁽²⁴⁾の相関式(8)では θ_B を使用した。計算値 $q_{c,NC}$ は、 $Y_{s,in} \geq 0.453$ では $q_{c,CFD}$ と比較的良好に一致したが、 $Y_{s,in} \leq 0.226$ では $q_{c,CFD}$ より大きくなり、 $Y_{s,in} = 0.113$ では $q_{c,CFD}$ との相違が大きくなった。

Spalding⁽²³⁾による相関式(6)と $\theta_B = 1$ および式(12)の $Sh_{x,NC}$ を使用した計算値 $q_{c,NC}$ と $q_{c,CFD}$ の比較を図7(b)に示す。この相関式の組合せは、Chilton 相関式として LP モデルに基づく欧州の CV 解析コード CAST3M-LP1 に組み込まれて

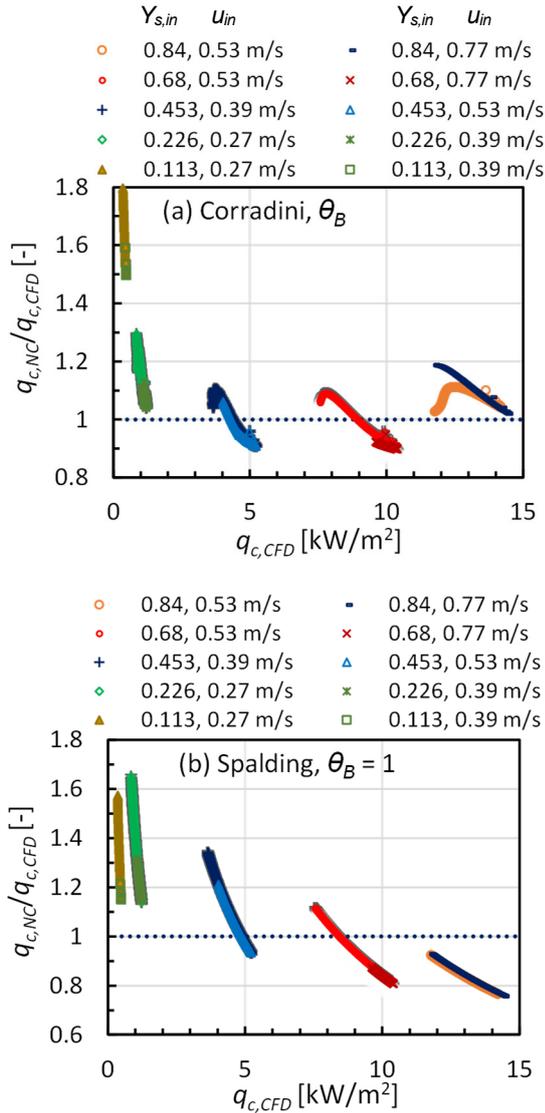


図7 自然対流凝縮の相関式による計算値 $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較

いる⁽²⁵⁾. 式(12)において $Sh_{x,NC} \propto x$ であり, 式(6)で $Sh_{x,NC}/x \propto$ 定数になり, $q_{c,NC}$ の値は x に依存しない. 計算値 $q_{c,NC}$ では, $q_{c,CFD}$ の増加に伴って $q_{c,NC}/q_{c,CFD}$ が小さくなっている. $Y_{s,in} = 0.113$ で $\theta_B \doteq 1.03$, $Y_{s,in} = 0.84$ で $\theta_B \doteq 2.05$ であることから, θ_B を使用すれば $q_{c,NC}/q_{c,CFD}$ が $q_{c,CFD}$ によらず一定値に近づくが, この場合には全域で $q_{c,NC}$ が $q_{c,CFD}$ より大きくなり相関式の係数を修正する必要がある.

4.3 考察

図7(b)から相関式(6)と θ_B および式(12)の $Sh_{x,NC}$ を使用すると $q_{c,CFD}$ によらず $q_{c,NC}/q_{c,CFD}$ が一定値に近づくと期待される. Spalding⁽²³⁾と θ_B を用いた NC 凝縮の相関式による

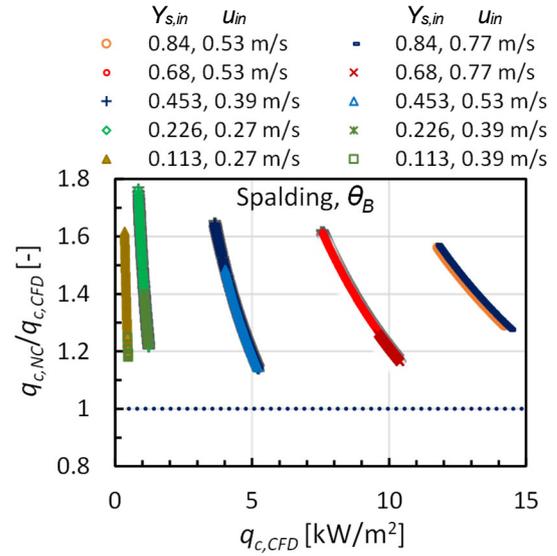


図8 Spalding⁽²³⁾と θ_B を用いた自然対流凝縮相関式による計算値 $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較

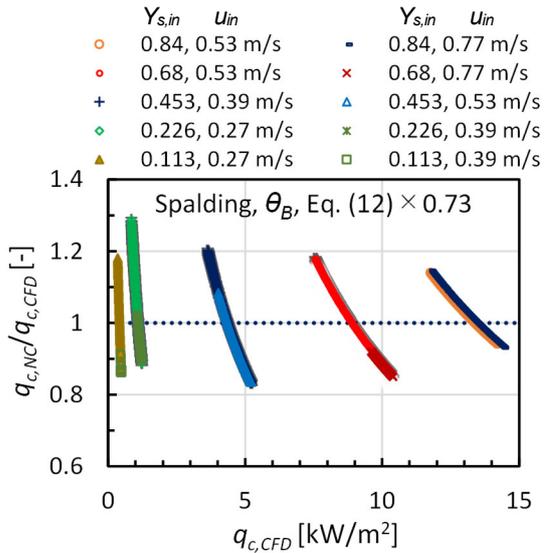


図9 相関式(6)および式(12)で修正係数を用いた計算値 $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較

計算値 $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較を図8に示す. $q_{c,NC}/q_{c,CFD}$ の値の平均値は1.36である. Dascalaki et al.⁽²⁶⁾では, 多くの NC 伝熱相関式が掲載されており, 式(12)の係数0.13が0.09~0.14の範囲にあることが示されている. 図8において係数を補正すると0.13/1.36=0.096になり, 0.09~0.14の範囲になる.

相関式(6)と θ_B および式(12)を使用し, $Sh_{x,NC}$ の係数0.13を0.73倍に変更して計算した $q_{c,NC}$ と CFD 計算値 $q_{c,CFD}$ の比較を図9に示す. $Y_{s,in} = 0.226$ の $u_{in} = 0.27$ m/s を除いて

$q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ の値は 1 ± 0.2 の範囲にある。

本報告ではバルク(主流)と凝縮面の間で定義された Sh_x を用いた凝縮熱流束の相関式について検討した。本研究の目標は凝縮面に接する計算セルでの物理量(速度, 温度, 蒸気濃度)を用いて凝縮熱流束を予測してCV解析の境界条件を与えることである。このためには, 凝縮面からの距離 y の関数として局所シャーウッド数 Sh_y を求める必要がある。FC凝縮に対してはCFD計算値を用いて Sh_y を求め, 相関式を作成した⁽²⁷⁾。今後の課題は, NC凝縮に対してCFD計算値を用いて Sh_y を求め, 相関式を作成することである。

5. おわりに

本報告では, バルクと凝縮面の間で定義された凝縮熱流束 q_c の相関式について検討した。具体的には鉛直矩形流路内の空気と蒸気の混合気体から高さ6mの鉛直平板への壁面凝縮に関するCFD解析モデルを使用し, 蒸気質量分率 $Y_{s,in} = 0.113$ と 0.84 および混合気体の速度 $u_m = 0.27 \sim 3.2$ m/sで数値解析を行った。 $Y_{s,in} = 0.226, 0.453, 0.68$ および $u_m = 0.27 \sim 3.2$ m/sでの結果^(19,20)を含めて $Y_{s,in}$ と u_m が凝縮熱流束 q_c に及ぼす影響について検討した。得られた主な結果は以下の通りである。

- (1) $Y_{s,in}$ が q_c に及ぼす影響は大きく, $Y_{s,in}$ が大きく q_c が大きいと強制対流(FC)凝縮から自然対流(NC)凝縮に変化する u_m が大きくなる。NC凝縮では u_m が低下しても q_c は変化しない。
- (2) FC凝縮では, 既存相関式でサクシオン係数 $\theta_B (> 1)$ を適切に選択すれば計算値 $q_{c,FC}$ はCFD計算値 $q_{c,CFD}$ と比較的よく一致する。Spaldingの相関式と θ_B を使用すると, $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ が 1 ± 0.1 の範囲内に収まった。
- (3) NC凝縮では, Corradiniの相関式は $Y_{s,in} = 0.113$ と 0.226 で $q_{c,FC}$ が $q_{c,CFD}$ より顕著に大きくなった。Spaldingの相関式と $\theta_B = 1$ を使用すると q_c の増加に伴い $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ が小さくなり, Spaldingの相関式と θ_B を使用すると $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ の平均値が 1.36 になった。
- (4) 使用したNCに対するシャーウッド数 $Sh_{x,NC}$ の相関式の係数 0.13 に対し, 補正係数 $0.13/1.36 = 0.096$ はNC伝熱の既存相関式の係数 $0.09 \sim 0.14$ の範囲内にある。 $Sh_{x,NC}$ の相関式に補正係数を使用すると $q_{c,FC}/q_{c,CFD}$ は一部の条件を除いて 1 ± 0.2 の範囲になった。

本研究の最終目標は主流での物理量を使用せず凝縮面からの距離 y での Sh_y を用いて q_c を予測することである。CFD計算値を用いてFC凝縮に対する Sh_y を求めて相関式

を作成した⁽²⁷⁾。NC凝縮に対する Sh_y の相関式の作成は今後の課題である。

記号

| | |
|-----------|------------------------------------|
| B | サクシオンパラメータ (-) |
| cp | 比熱 (kJ/kg K) |
| D | 拡散係数 (m ² /s) |
| Gr | グラスホフ数 (-) |
| h | 熱伝達率 (kW/m ² K) |
| h_c | 凝縮熱伝達率 (kW/m ² K) |
| h_{fg} | 凝縮潜熱 (kJ/kg) |
| h_{fg}' | $= h_{fg} + cp(T_b - T_w)$ (kJ/kg) |
| M | 分子量 (kg/kmol) |
| Nu | ヌッセルト数 (-) |
| P | 圧力 (Pa) |
| Pr | プラントル数 (-) |
| q_c | 凝縮熱流束 (kW/m ²) |
| R | 一般ガス定数 (kJ/kmol K) |
| Re | レイノルズ数 (-) |
| Ri | リチャードソン数 (-) |
| Sc | シュミット数 (-) |
| Sh | シャーウッド数 (-) |
| s | 標準偏差 (-) |
| T | 温度 (K) |
| u | 速度 (m/s) |
| X | モル分率 (-) |
| Y | 質量分率 (-) |
| x | 流れ方向位置 (m) |
| y | 凝縮面からの距離 (m) |

ギリシャ文字

| | |
|-------------|---------------------------|
| θ_B | サクシオン係数 (-) |
| θ_C | サクシオン修正係数 (-) |
| λ | 熱伝導率 (kW/m K) |
| λ_c | 凝縮熱伝導率 (kW/m K) |
| ν | 動粘性係数 (m ² /s) |
| ρ | 密度 (kg/m ³) |

添字

| | |
|-----|----|
| a | 空気 |
|-----|----|

| | |
|-------------|------------|
| <i>b</i> | バルク |
| <i>c</i> | 凝縮 |
| <i>CFD</i> | CFD 計算値 |
| <i>conv</i> | 対流 |
| <i>FC</i> | 強制対流 |
| <i>g</i> | 混合気体 |
| <i>in</i> | 入口 |
| <i>m</i> | 平均もしくは混合気体 |
| <i>mix</i> | 共存対流 |
| <i>NC</i> | 自然対流 |
| <i>out</i> | 外側 |
| <i>s</i> | 蒸気 |
| <i>w</i> | 壁面 |
| <i>x</i> | 流れ方向位置 x |
| <i>y</i> | 距離 y |

引用文献

- (1) J. Green and K. Almenas, An Overview of the Primary Parameters and Methods for Determining Condensation Heat Transfer to Containment Structures, *Nuclear Safety*, Vol. 37 (1996), pp. 26-48.
- (2) J. C. de la Rosa, A. Escrivá, L. E. Herranz, T. Cicero and J. L. Muñoz-Cobo, Review on Condensation on the Containment Structure, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 51 (2009), pp. 32-66.
- (3) M. K. Yadav, S. Khandekar and P. K. Sharma, An Integrated Approach to Steam Condensation Studies Inside Reactor Containments: A Review, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 300 (2016), pp. 181-209.
- (4) S. A. Albdour, Y. Addad, N. Alyammahi and I. Afgan, Steam Condensation Heat Transfer in the Presence of Noncondensable Gases (NCGs) in Nuclear Power Plants (NPPs): A Comprehensive Review of Fundamentals, Current Status, and Prospects for Future Research. *Int. J. Energy Research*, Vol. 2024 (2024), p. 2880812.
- (5) F. Liu, Z. Sun, M. Ding and H. Bian, Research Progress of Hydrogen Behaviors in Nuclear Power Plant Containment under Severe Accident Conditions, *International Journal of Hydrogen Energy*, Vol. 46 (2021), pp. 36477-36502.
- (6) A. Dehbi, F. Janasz and B. Bell, Prediction of Steam Condensation in the Presence of Noncondensable Gases using a CFD-based Approach, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 258 (2013), pp. 199-210.
- (7) L. Vyskocil, J. Schmid and J. Macek, CFD Simulation of Air-Steam Flow with Condensation, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 279 (2014), pp. 147-157.
- (8) E. Studer, D. Abdo, S. Benteboula, G. Bernard-Michel, B. Cariteau, N. Coulon, F. Dabbene, Ph. Debesse, S. Koudriakov, C. Ledier, J.-P. Magnaud, O. Norvez, J.-L. Widlocher, A. Beccantini, S. Gounand and J. Brinster, Challenges in Containment Thermal Hydraulics, *Nuclear Technology*, Vol. 206 (2020), pp. 1361-1373.
- (9) S. Kelm, H. Muller, A. Hundhausen, C. Druska, A. Kuhr and H.-J. Allelein, Development of a Multi-Dimensional Wall-Function Approach for Wall Condensation, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 353 (2019), p. 110239.
- (10) G. Vijaya Kumar, L. M. F. Cammiade, S. Kelm, K. A. Prakash and W. Rohlf, Implementation of a CFD Model for Wall Condensation in the Presence of Non-Condensable Gas Mixtures, *Applied Thermal Engineering*, Vol. 187 (2021), p. 116546.
- (11) M. Murase, Y. Utanohara, R. Goda, T. Shimamura, S. Hosokawa and A. Tomiyama, Measurements of Temperature Distributions and Condensation Heat Fluxes for Downward Flows of Steam-Air Mixture in a Circular Pipe, *混相流*, Vol. 33 (2019), pp. 405-416.
- (12) H. Araki, Y. Kataoka and M. Murase, Measurement of Condensation Heat Transfer Coefficient inside a Vertical Tube in the Presence of Noncondensable Gas, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 32 (1995), pp. 517-526.
- (13) Y. Liao and K. Vierow, A Generalized Diffusion Layer Model for Condensation of Vapor with Noncondensable Gases, *Transactions of ASME, Journal of Heat Transfer*, Vol. 129 (2007), pp. 988-994.
- (14) M. Murase, Y. Utanohara, S. Hosokawa and A. Tomiyama, Prediction Method of Condensation Heat Transfer from Steam-Air Mixture for CFD Application, *混相流*, Vol. 35 (2021), pp. 453-462.
- (15) M. Murase and Y. Utanohara, Numerical Simulation of Experiments for Wall Condensation from Mixtures of Saturated Steam and Air in a Vertical Tube, *Mechanical Engineering Journal*, Vol. 10, (2023), 23-00128.
- (16) F. Legay-Desesquelles and B. Prunet-Foch, Heat and Mass Transfer with Condensation in Laminar and Turbulent Boundary Layers along a Flat Plate, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 29 (1986), pp. 95-105.

- (17) M. Murase, Y. Utanohara and A. Tomiyama, Prediction Method for Condensation Heat Transfer in the Presence of Non-condensable Gas for Computational Fluid Dynamics Applications, *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, Vol. 8 (2022), p. 031404.
- (18) 村瀬道雄, 歌野原陽一, 強制対流における蒸気と空気の混合気体からの壁面凝縮, *INSS JOURNAL*, Vol. 31, C-1 (2024), pp. 158-171.
- (19) T. Takaki, M. Murase and Y. Utanohara, Condensation Heat Fluxes from Mixed Convection Flows of Steam and Air Mixtures on a Vertical Flat Plate, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 62 (2025), pp. 167-178.
- (20) M. Murase, T. Takaki and K. Miyoshi, Numerical Simulation for Effects of Steam Mass Fraction on Condensation Heat Fluxes from Saturated Steam and Air Mixture on a Vertical Plate, 21th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-21), Busan, Korea, Aug. 31-Sep. 5, 2025 (2025), No. 1118.
- (21) 日本機械学会編, 伝熱工学資料 改訂第5版, 日本機械学会 (2009).
- (22) M. Murase and T. Takaki, Heat Flux Correlations for Condensation from Steam and Air Mixtures on Vertical Flat Plates, *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, Vol. 11 (2025), p. 021401.
- (23) D. B. Spalding, A Standard Formulation of the Steady Convective Mass Transfer Problem, *International Journal Heat and Mass Transfer*, Vol. 1 (1960), pp. 192–207.
- (24) M. L. Corradini, Turbulent Condensation on a Cold Wall in the Presence of a Noncondensable Gas, *Nuclear Technology*, Vol. 64 (1984), pp. 186–195.
- (25) S. Benteboula and F. Dabbene, Modeling of Wall Condensation in the Presence of Noncondensable Light Gas, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 151 (2020), p. 119313.
- (26) E. Dascalaki, M. Santamouris, C.A. Balaras and D.N. Asimakopoulos, Natural Convection Heat Transfer Coefficients from Vertical and Horizontal Surfaces for Building Applications, *Energy and Buildings*, Vol. 20 (1994), pp. 243-249.
- (27) M. Murase, Y. Utanohara and T. Takaki, Numerical Simulation of Forced Convection Condensation from Steam-Air Mixtures on Vertical Flat Plates and Evaluation of Wall Function, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 442 (2025), P. 114289.

TMI-2 事故の炉心損傷, リロケーションの MAAP5 解析 (Zr-水反応, 燃料棒のコラプス条件の影響評価)

MAAP5 Analysis on the Core Damage and Relocation in the TMI-2 Accident (Evaluation of Zr-water Reaction, Fuel Rod Collapsing Condition)

高浪 祐明 (Hiroaki Takanami)*¹
櫻井 征太郎 (Seitaro Sakurai)*¹

西田 浩二 (Koji Nishida)*¹
村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹

要約 シビアアクシデント解析コード MAAP5 を用い, TMI-2 炉心の解析体系で健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期 (100-174 分) における炉心損傷およびリロケーションに及ぼすジルコニウム-水反応および炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響を評価した. 高さ方向の炉心質量分布は, 反応速度の小さいケースでは炉心質量のピーク位置が高く, 反応速度の大きいケースでは低くなった. これは, ジルコニウム-水反応速度に応じて, 水素発生量, 被覆管温度が変化し, リロケーションする炉心燃料の高さ方向の領域が変化したためと考えられる. 炉心上部燃料棒のコラプス条件の検討では, コラプスと判定された燃料棒の高さ領域より上方の領域の燃料棒が残らないケースと, 燃料棒が残るケースで感度解析した. コラプスしない燃料棒が残るケースでは, 若干燃料材料の下方へのリロケーションが少なくなったが, コラプス条件が水素発生量, 被覆管温度に及ぼす影響は軽微であった.

キーワード TMI-2, 炉心損傷, リロケーション, Zr-水反応, コラプス

Abstract We used the severe accident analysis code MAAP5 to evaluate the effects of zirconium-water reaction rates and collapse conditions of the fuel rods on the core damage and relocation in the early stage (100-174 min) of the TMI-2 accident when debris beds were formed from the intact core geometry. The peak positions of the core mass in the height direction were high in the case of a small reaction rate and low in the case of a large reaction rate. We considered that this result was due to changes in the hydrogen generation amount, cladding temperature, and the height region of the core fuel to be relocated, depending on the zirconium-water reaction rate. We carried out sensitivity analyses of the fuel rod collapse conditions, in which the fuel rods remained or did not remain above the height of the collapsed fuel rods. When the fuel rods remained above the height of the collapsed fuel rods, the relocation of fuel material downward was somewhat small, but the effects of the collapse condition on the hydrogen generation amount and cladding temperature were not significant.

Keywords TMI-2, core damage, relocation, Zr-water reaction, collapse

1. はじめに

シビアアクシデント (SA: Severe Accident) の防止策, 緩和策を検討するには, 原子力プラントの特性を把握すると共に, SA 時の事象を理解することが重要である. SA は 1979 年に米国スリーマイルアイランド原子発電所 2 号機 (TMI-2: Three Mile Island Unit 2), 1986 年に旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所, 2011 年に福島第一原子力発電所で発生した.

TMI-2 事故当時, 原子力プラントのシステム全体を SA 解析した例は少なく, TMI-2 のシステム全体を解析コード

で評価する試みが行われた. 経済協力開発機構/原子力機関 (OECD: Organisation for Economic Cooperation and Development/NEA: Nuclear Energy Agency) は, 米国エネルギー省 (DOE: Department of Energy) と協力して TMI-2 事故解析のタスクグループを上げた. タスクグループに参加した米国, 欧州, 日本の研究機関が保有する解析コードでの解析結果が比較された⁽¹⁾.

福島第一原子力発電所事故に関しても, 米国, 欧州, 日本等の研究機関が保有する解析コードでベンチマーク解析が実施された⁽²⁾. 米国では, 福島第一原子力発電所 1 号機を対象とした SA 解析コード MAAP⁽³⁾と MELCOR⁽⁴⁾の

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

解析結果が比較され、炉心損傷およびリロケーションの解析モデルの差によって、原子炉圧力容器内の炉心損傷形態、ガス温度、水素発生量が大きく異なることが報告⁶⁾されている。また米国では、福島第一原子力発電所事故の後、原子炉圧力容器内での炉心損傷およびリロケーションに関する知見が不足していると報告⁶⁾されている。

SA の社会的影響を考えると、原子炉圧力容器内で事象を収束させるために、炉心損傷およびリロケーションの緩和策の検討が望まれる。そのためには、炉心損傷およびリロケーションに影響する解析モデルの高度化が必要と考えられる。

西田らは TMI-2 事故以降に実施された小規模の総合効果試験である SFD1-4⁷⁾、LOFT LP-FP-2⁸⁾、Phebus FPT0⁹⁾の試験結果を MAAP5 で検討し、解析モデルについて検討してきた¹⁰⁾¹²⁾。これらの試験では、軸方向、径方向サイズが小さい試験体が用いられており、TMI-2 等の実プラントの炉心で検討することが必要である。

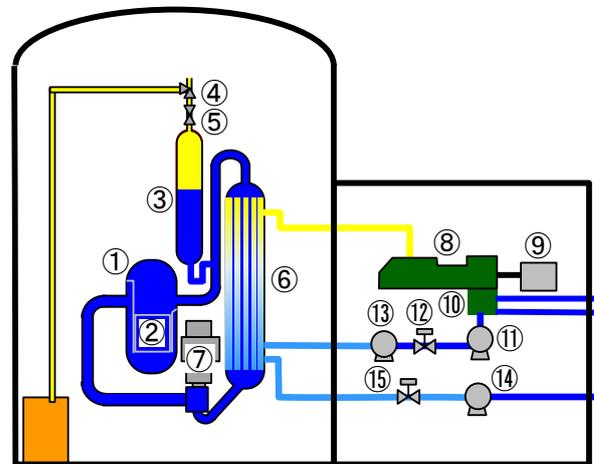
本研究では小規模の総合効果試験で影響があったジルコニウム-水反応速度が、TMI-2 事故時の炉心損傷およびリロケーションに及ぼす影響を評価する。更に、コラプス条件は LOFT LP-FP-2 試験の MAAP5 解析において炉心分布への感度が大きかったことから、MAAP5 のコラプス範囲が TMI-2 事故解析に及ぼす影響を評価する。上記の MAAP5 の解析モデルが炉心損傷およびリロケーションに及ぼす感度を調べるため、本研究では、蒸気発生器、加圧器等の機器、システムの影響を分離して評価できる炉心だけの解析体系を用いる。解析体系には、西田らが作成した TMI-2 炉心だけの解析体系¹³⁾を使用し、SA 解析コード MAAP5 を用いて健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期 (100-174 分) を対象に、ジルコニウム-水反応速度、炉心上部燃料棒のコラプス範囲が炉心損傷およびリロケーションに及ぼす影響を評価した結果を報告する。

2. TMI-2事故の概要

2.1 TMI-2事故の経過と検討する時間帯

TMI-2 のシステム構成の概略を図 1 に示す。1979 年 3 月 28 日、定格出力で運転中、復水ポンプ⑪、主給水ポンプ⑬が停止した。補助給水ポンプ⑭が自動的に起動したが、補助給水ポンプの弁⑮が閉じられていたために蒸気発生器⑥に給水できなかった。蒸気発生器への給水がないことにより、蒸気発生器による 1 次冷却材の除熱量が減少して 1 次系圧力は上昇し、加圧器逃がし弁④が自動的に開いて

原子炉はスクラムした。加圧器逃がし弁は自動的に開いたものの、故障により自動閉止しなかったために 1 次系圧力の低下、1 次冷却材の流出が継続した。1 次系圧力の低下により高圧注入系が作動したが、加圧器逃がし弁が開のままの状態であることに気付かず、加圧器③水位計が水位高を示していたことから満水になったと運転員は判断し、高圧注入を手動停止した。測定域外となっていた加圧器水位計の指示が回復し、11 分から 12 分にかけて再び高圧注入系 2 系統を起動させた。但し、加圧器の水位が高いことから注入流量が少ない充てんモードで作動させ、小流量ではあるが注水を継続した。その後、事故の進展については以下の考察¹⁴⁾¹⁶⁾がある。



- | | |
|-------------------------------|----------------------------|
| ① Reactor Pressure Vessel | ⑧ Turbine |
| ② Reactor Core | ⑨ Generator |
| ③ Pressurizer | ⑩ Condenser |
| ④ Pilot-Operated Relief Valve | ⑪ Condensate Pump |
| ⑤ Block Valve | ⑫ Block Valve |
| ⑥ Steam Generator | ⑬ Main Feedwater Pump |
| ⑦ Reactor Coolant Pump | ⑭ Auxiliary Feedwater Pump |
| | ⑮ Block Valve |

図 1 TMI-2 のシステム構成の概略¹⁴⁾

75 分後に 1 次系圧力の低下により局所的に蒸気泡が発生し、原子炉冷却材ポンプ (RCP) ⑦ (A ループ、B ループに各 2 台、計 4 台設置) の振動による損傷を恐れて、B ループの RCP2 台を手動停止した。加圧器逃がし弁開状態の継続により 1 次冷却材は減少したが、A ループの RCP2 台は稼働しており、炉心の冷却は確保されていた。

100 分後に A ループの RCP2 台を手動停止したことで、

RCP は全て停止状態となった。小流量での注水はあったが、崩壊熱による 1 次冷却材の蒸発量を補えず、炉心水位が低下し、燃料棒が蒸気に露出してヒートアップに至った。

約 138 分後に加圧器逃がし弁が閉じていないことに気付く、加圧器逃がし元弁⑤を閉じたことで、1 次系圧力の低下および 1 次冷却材の放出が止まった。加圧器逃がし弁への蒸気流れによる炉心の蒸気冷却が止まり、時間の経過とともに圧力が上昇し、炉心の二相水位が低下した。炉心上部の被覆管酸化が進み、燃料のリロケーションによりデブリベッドが形成されるとともに、大量の水素が発生したと考えられている。

174 分に RCP を一部再起動したことで、炉心水位が回復し始めたが、1 次系圧力の上昇により加圧器逃がし元弁を開けたことで、1 次系圧力は再び低下した。1 次冷却材の蒸発が進み、デブリベッド部はさらに温度上昇し、炉心中心部に熔融プールが形成されたと考えられている。

200 分に高圧注入系を作動することで、炉心の再冠水が進み、炉心上部のデブリベッドは冷却されたが、224 分まで炉心内部の熔融部分は温度上昇し続けたと考えられている。

224~235 分において、熔融部分の周囲のクラストが一部破損し、内部の熔融物が下部ヘッドに流下し、235~300 分において、下部ヘッドに流れ落ちた熔融炉心により、下部ヘッド壁の温度が約 1100°C まで上昇したと考えられている。

以上の TMI-2 の事故進展の中で、健全な形状の炉心から、炉心損傷およびリロケーションによりデブリベッドが形成されるまでの時間帯、具体的には RCP の全てが停止された 100 分から一部再起動までの 174 分までの時間帯を本研究の対象とする。

2.2 MAAP5の概要

MAAP5 は米国 EPRI (Electric Power Research Institute) が所有する SA 解析コードで、軽水炉の SA 時の炉心損傷およびリロケーション、原子炉圧力容器の破損、格納容器の破損、水素発生、核分裂生成物の発生、移行、環境への放出を評価できる。本報告では、原子炉圧力容器内での炉心損傷およびリロケーションを対象としており、関連する主な解析モデル⁽³⁾⁽¹⁸⁾を以下に示す。

炉心損傷およびリロケーションに関わる重要な化学反応の一つにジルコニウム-水反応がある。この反応は被覆管温度が約 1500 K 以上になると顕著になり、発熱を伴いながら高融点の ZrO_2 と水素が発生する。もう一つは、熔融 Zr と UO_2 が反応し、 UO_2 よりも低融点で流動する U-

Zr-O 混合物を生成する反応である。MAAP5 にはこれらの化学反応モデルが組み込まれている。

MAAP5 では、重力による熔融物の下方向へのリロケーションを、液膜モデルと管内流モデルで計算される。MAAP5 で用いられている主な材料の融点を表 1 に示す。液膜モデルでは、計算ノード内の燃料棒等の外表面の熔融物のリロケーションを計算する。管内流モデルは、ノード内を占める燃料の割合が大きい時、その隙間を通過する熔融物のリロケーションを計算する時に用いられる。コラプスとは燃料棒の形状が崩れることである。燃料棒がコラプスするまでの時間は温度と Larson-Miller パラメータの式で与えられている。Larson-Miller パラメータの式により燃料棒のコラプスを判定する。なお、燃料棒とは別に燃料被覆管の破損も判定する。制御棒および制御棒案内管について、SA 時には融点の低い Ag-In-Cd 制御材から熔融するが、MAAP5 ではステンレス被覆管、ジルカロイ案内管の温度が約 1500 K までは熔融した制御材が管内に留まると仮定⁽¹⁸⁾されている。

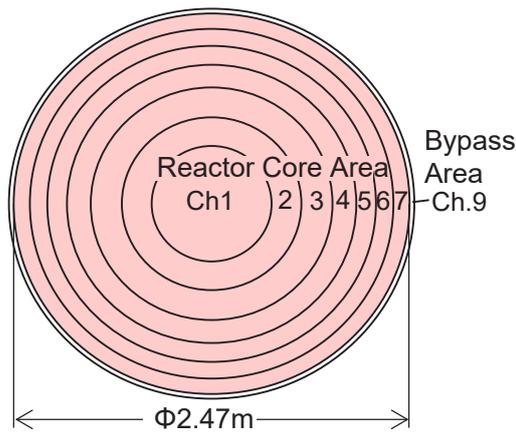
表 1 主な材料の融点

| Material | Melting Temperature [K] |
|-----------------|-------------------------|
| UO_2 | 3113 |
| ZrO_2 | 2911 |
| Zircaloy-4 | 2125 |
| Stainless Steel | 1700 |
| Ag-In-Cd | 1050-1100 |

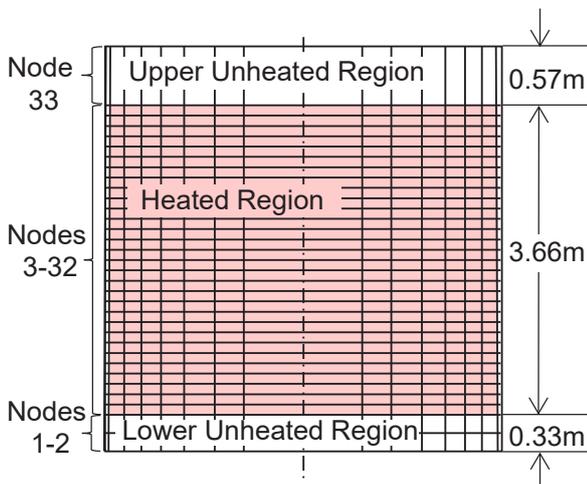
2.3 TMI-2炉心の解析体系と解析条件

TMI-2 システム全体を対象とした SA 解析コードでは、システム全体の解析体系を作成し、1 次系、2 次系の熱水力挙動と関連付けて原子炉圧力容器内の炉心損傷およびリロケーションの解析が行われてきた。本研究では、西田らが作成した TMI-2 の炉心部だけの解析体系、初期条件、境界条件⁽¹³⁾を用いた。これにより、MAAP5 の解析モデルが炉心損傷およびリロケーションに及ぼす影響評価、SA 時炉心を模擬した総合効果試験との比較が容易となる。

TMI-2 炉心のノーディングを図 2 に示す。炉心のノード分割数およびノード分割位置は、MAAP5 インストールメディアに付属の TMI プラントパラメータを一式定義した入力ファイルと同一とした。径方向は炉心内 7ch (ch1~7)、炉心外周部のバイパス領域 (ch9) とした。高さ方向は下部非発熱部 2 ノード、発熱部 30 ノード、上部非発熱部 1 ノードの 33 分割とした。



(a) 径方向の分割



(b) 軸方向の分割

図2 炉心のノード分割

西田らが行った TMI-2 事故早期の炉心損傷およびリロケーションの MAAP5 解析⁽¹³⁾と同様に、全 RCP が停止された 100 分から一部再起動までの 174 分までの解析に用いた初期条件、境界条件を以下のとおり設定した。測定値があるパラメータは測定値を、測定値が無いパラメータは、解析結果等を参照して設定した。

初期条件である 100 分時点の炉心水位(コラプス水位)は、Anderson⁽¹⁷⁾の考察を参考に、炉心上部非発熱部上端に設定した。ペレット、被覆管、制御棒の温度は、TMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾を参考に、100 分時点の圧力の飽和温度程度である 548K に設定した。炉心槽の温度も同様に、100 分時点の圧力の飽和温度程度である 548K に設定した。

境界条件である 1 次系圧力は測定値を参照し、図 3 に示す値に設定した。崩壊熱および出力分布は、TMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾を参考に設定した。注水流量

は、炉心のみを解析体系化している本研究では炉心入口流量と等しい。冷却材の炉心入口流量の設定値を図 4 に示す。炉心入口流量は、加圧器逃がし弁が閉じられる 138 分までは Anderson⁽¹⁷⁾の考察を参考に 8 kg/s に設定した。138 分から 174 分までの炉心入口流量は、多くの解析コードの水位の計算値⁽¹⁾が約 1m を示していることから、水位 1m の崩壊熱による蒸発分に相当する 3 kg/s に設定した。入口温度は、100 分時点での飽和温度に設定した。

以上の初期条件、境界条件の中で、炉心入口流量は測定されておらず、不確かさがあるため、西田らは冷却材の炉心入口流量が炉心損傷およびリロケーションに及ぼす影響を検討した。炉心入口流量がベースケースより小さい時に水素発生量が小さくなる場合があることがわかった⁽¹³⁾。1 章で記述したとおり、炉心入口流量の他に、ジルコニウム-水反応速度、炉心上部燃料棒のコラプス範囲に不確かさがあるため、本研究ではジルコニウム-水反応、炉心上部燃料棒のコラプス範囲が炉心損傷およびリロケーションに及ぼす影響を検討する。

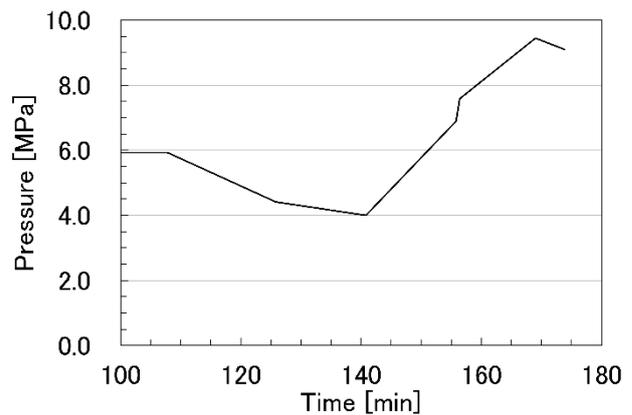


図3 1次系圧力

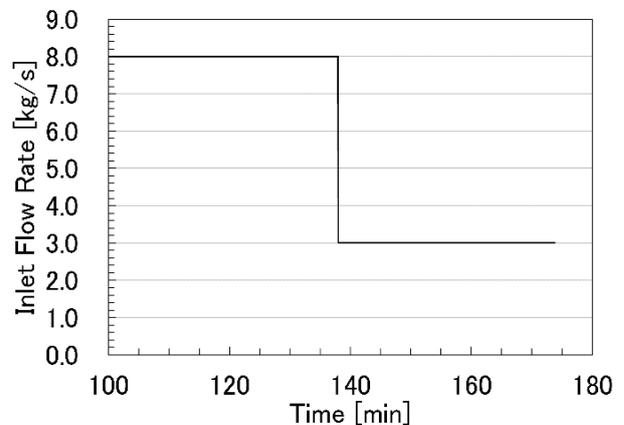


図4 冷却材の炉心入口流量

3. MAAP5の解析結果および考察

3.1 初期条件, 境界条件

2.3節で設定した初期条件, 境界条件を用いて, RCPを全基停止した100分から一部RCPの運転を再開した174分までの炉心水位のMAAP5による計算結果を図5に示す. 赤色の破線は二相水位, 実線は二相水位がコラプスした場合の水位である. また, 図中には, 174分付近で測定された炉心のコラプス水位の測定値と, ASTECコードの炉心のコラプス水位の計算値⁽¹⁹⁾を示している.

崩壊熱分の蒸発量を補えないために, 炉心水位の計算値は時間と共に低下し, 138分からは境界条件で与えた炉心入口流量が8 kg/sから3 kg/sに減少するため, 更に急激に低下している. MAAP5の炉心のコラプス水位の計算値は, 174分付近の測定値に近い値を示している. また, RCPが全台停止した初期(100分)の時間帯を除くと, MAAP5とASTECの174分までの炉心のコラプス水位の計算値は比較的近い値を示している.

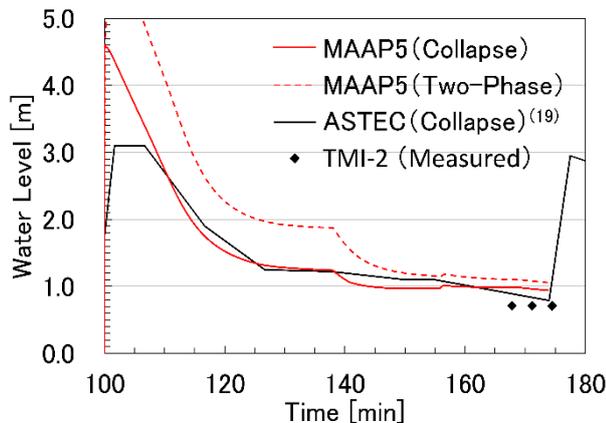


図5 炉心水位

この時の炉心中央チャンネル(図2(a)のch1)頂部ノードの被覆管温度の計算値を図6に示す. 炉心中央チャンネル頂部の被覆管温度の計算値は, 炉心水位の低下により蒸気に露出することでヒートアップに至った. 約146分からジルコニウム-水反応による発熱も相まってヒートアップが急激に進んでいる. その後, 約152分に中央チャンネル頂部の燃料棒がリロケーションし, 燃料棒が該当計算ノードに存在しなくなることで, 被覆管温度の計算は終了している.

図中にはTMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾中で, スペインのCTN(Catedra De Tecnologia Nuclear)が

MARCH⁽¹⁹⁾で計算したMARCH-CTN, 米国 Nuclear Regulatory Commission 下でBCD(Battelle Laboratories, Columbus Division)がMARCHで計算したMARCH-BCDの計算結果を示す. TMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾中で, MARCH-CTNは最も被覆管のヒートアップが早く, MARCH-BCDは最も遅い. 本計算のヒートアップ開始時刻は, 両解析コードのヒートアップ開始時刻の間にあり, 被覆管温度の挙動も類似している.

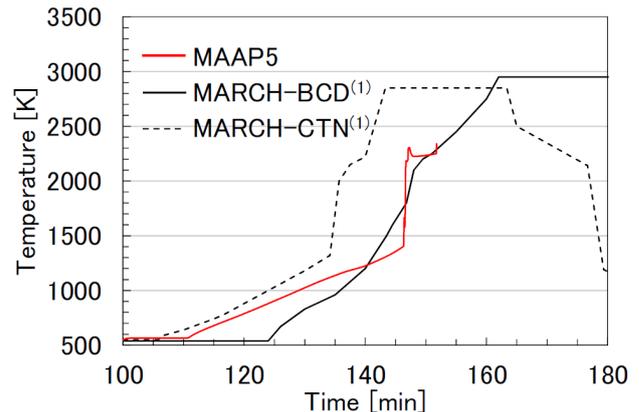


図6 炉心中央部頂部の被覆管温度

本計算の水素発生量の時間変化を図7に示す. 図中には水素発生量の測定値とASTECの計算値⁽²⁰⁾も示している. 被覆管温度の上昇により, 約146分からジルコニウム-水反応が顕著となることで水素発生量は急激に増えている. そして約157分からの水素発生量は一定となり, 174分でのMAAP5の水素発生量の計算値は測定値とほぼ一致している.

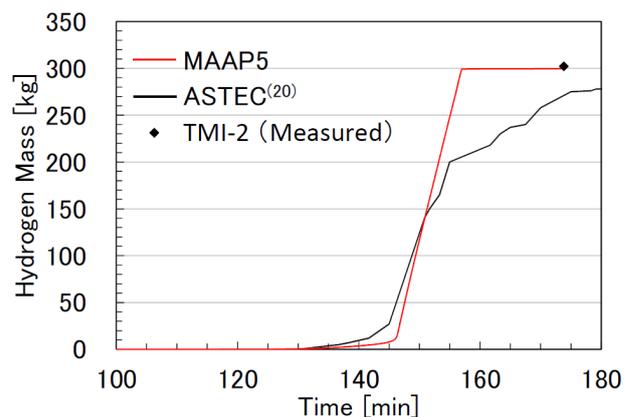


図7 水素発生量

炉心領域(図2(a)のch1~ch7)およびバイパス領域(図2(a)のch9)の炉心出口の蒸気流量を図8に示す. 炉心出口の蒸気流量の計算値は, 約146分から157分までほぼ0

kg/s となっている。これは炉心領域の蒸気がジルコニウム-水反応にほぼ全量消費されたためである。約 157 分での炉心領域の流路閉塞により蒸気がバイパス領域に迂回することで、それまでほぼ 0 kg/s であったバイパス領域の炉心出口の蒸気流量は急激に増加している。

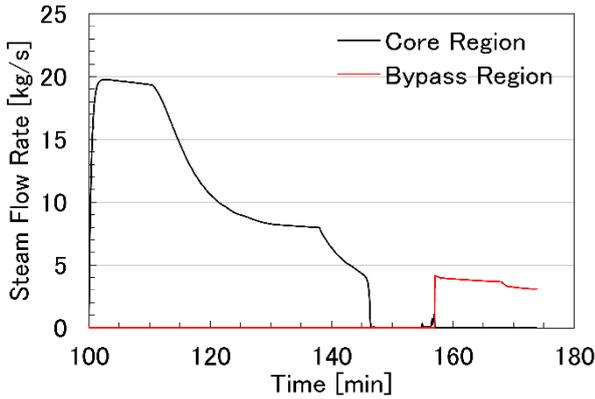


図 8 炉心出口の蒸気流量

図 7 に示した水素発生量の MAAP5 の計算値で約 157 分から水素発生量が一定となっているのは、炉心領域の流路閉塞によりバイパス領域に蒸気が流れるためである。図 7 中の ASTEC の計算⁽⁹⁾では 174 分まで水素発生量が増加していることから、ASTEC では炉心領域で完全な流路閉塞が起きていないと仮定していると考えられる。

100 分と 174 分における高さ方向の炉心材料の MAAP5 による炉心質量分布を比較して図 9 に示す。100 分では炉心が健全な形状を保っており、高さ方向に一様な炉心質量分布である。時間とともに炉心損傷が進み、約 3~4m の炉心上部領域の質量は約 1~3m の炉心中央領域へリロケーションする結果となり、発熱長上端近くでの質量は 0 kg になった。また、174 分時点で炉心水位が約 1m である影響で、1m 以下には炉心材料がリロケーションしていないことがわかる。

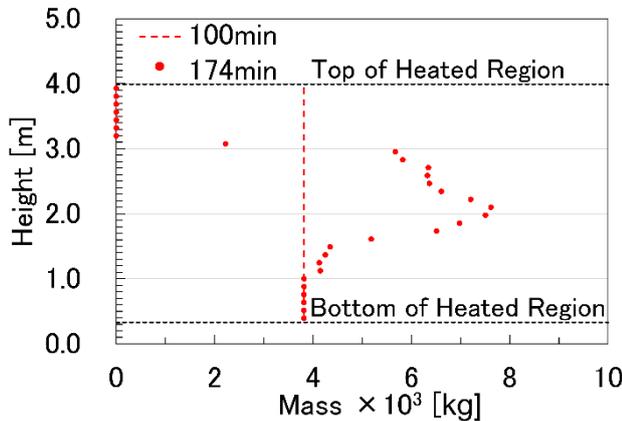


図 9 炉心質量分布

以上から本計算で設定している初期条件、境界条件で 174 分付における炉心コラプス水位、水素発生量の MAAP5 の計算値と測定値がほぼ一致していること、さらに、他の SA 解析コードの被覆管温度の計算値と同様な挙動を示していることから、3.2 節以降では本解析条件をベースケースとして検討する。

ジルコニウム-水反応速度は、酸化反応熱量に関係するため、炉心損傷およびリロケーションに与える影響が大きいと考えられる。ベースケースでは、ジルコニウム-水反応速度式は、低温域で Cathcart 式、高温域で Baker-Just 式を使用している。ジルコニウム-水反応速度の検討では、当該の式をベースケースとし、この反応速度式を変えるケースを検討ケースとして感度解析する。

炉心上部燃料棒のコラプス条件について、模式図を図 10 に示す。ベースケースは、コラプスと判定された領域 1 だけでなく、領域 2 の燃料棒もコラプスする。検討ケースでは、領域 2 の燃料棒が残る。残った燃料棒はジルコニウム-水反応が維持されやすく、水素発生量が増加する可能性があるため、検討ケースで感度解析する。

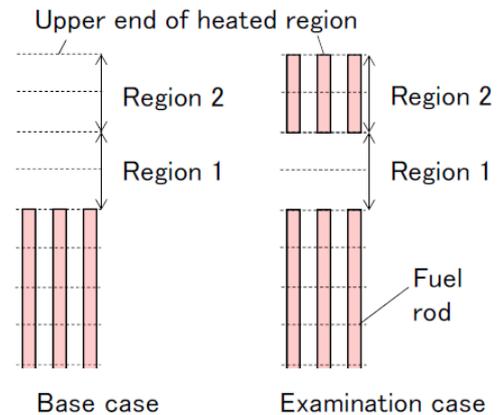


図 10 炉心上部燃料棒のコラプス条件の模式図

3.2 ジルコニウム-水反応の影響評価

ジルコニウム-水反応速度は、酸化反応熱量に関係するため、炉心損傷およびリロケーションに与える影響が大きいと考えられる。3.1 節で考察した初期条件、境界条件での計算結果をベースケースとし、ジルコニウム-水反応速度式を変えて炉心損傷およびリロケーションについて検討する。ジルコニウム-水反応速度式は、以下の 4 ケースとした。

ベースケース : Cathcart&Baker-Just式

1875K < T : Baker-Just式, 1850K < T ≤ 1875K : 内挿,

T ≤ 1850K : Cathcart式

ケース1：MATPROモデル

1875K < T : 高温域の式, 1850 < T ≤ 1875K : 内挿,
T ≤ 1850K : 低温域の式

ケース2：Cathcart&Urbanic-Heidrick式

1875K < T : Urbanic-Heidrick式,
1850K < T ≤ 1875K : 内挿, T ≤ 1850K : Cathcart式

ケース3：Cathcart&Prater式

2550K < T : Prater 式, 1800K < T ≤ 2550K : 内挿,
T ≤ 1800K : Cathcart 式

各反応速度式の酸化膜厚さの成長速度を図11に示す。
高温域では、ケース1, 2はベースケースより反応速度が小さく、
ケース3は反応速度が大きい。

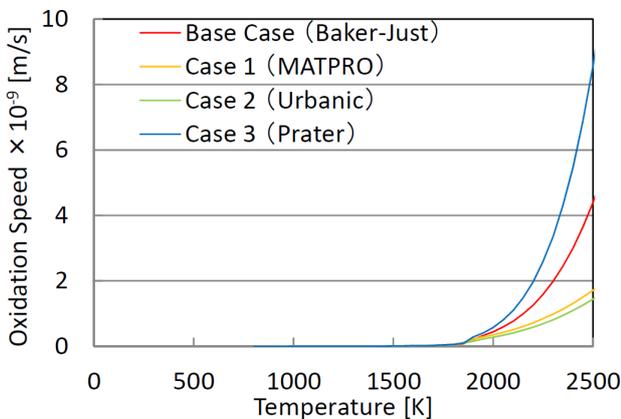


図11 各ケースの酸化膜厚さ成長速度

各ケースの水素発生量に及ぼすジルコニウム-水反応速度の影響を図12に示す。

ベースケースでは、約157分で水素発生量は300kgで一定となる。反応速度の小さいケース1, 2では、約153~154分で水素発生量の増加率が鈍化し、174分ではベースケースより少なくなった。反応速度の大きいケース3では、約161分でベースケースより多い水素発生量で一定となった。

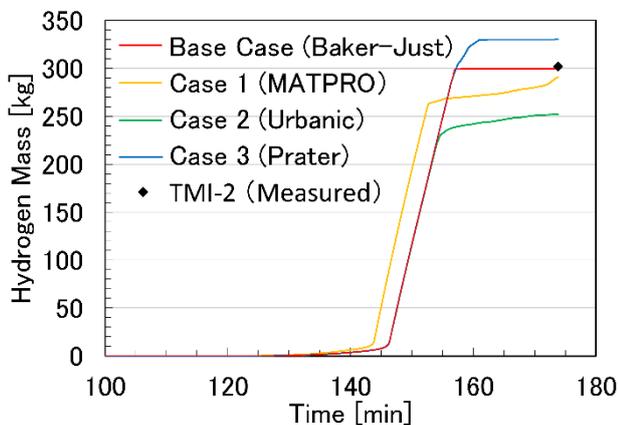


図12 水素発生量に及ぼすZr-水反応速度の影響

各ケースにおける炉心質量分布 (174分) に及ぼすジルコニウム-水反応速度の影響を図13に示す。図中には計算開始時 (100分) の炉心質量の高さ方向分布を比較のために破線で示している。炉心質量分布 (174分) では、いずれのケースでも水に浸かっている炉心高さ約1.0m以下でリロケーションは起きなかった。炉心高さ約3.2~3.9mで、ベースケースおよびケース1では炉心質量が0kg、ケース2, 3では炉心質量が僅かに残った。これは、ケース2, 3の低温域の反応速度が、ベースケースおよびケース1より僅かに小さく、反応による昇温が遅れたためと考えられる。反応速度の小さいケース1, 2では、最大炉心質量はベースケースとほぼ同じとなったが、最大炉心質量の炉心高さは約2.5mとなり、ベースケースの約2.1mより高くなった。反応速度の大きいケース3では、最大の炉心質量はベースケースとほぼ同じとなったが、最大の炉心質量の炉心高さは約1.7mとなり、ベースケースより低くなった。

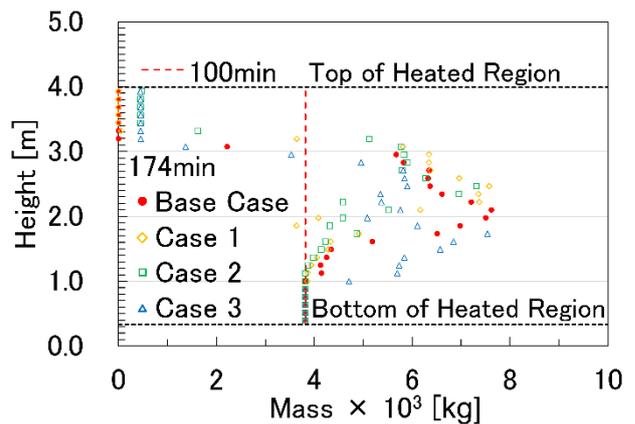


図13 炉心質量分布に及ぼすZr-水反応速度の影響

炉心中央チャンネル (図2(a)のch1) の頂部、中部領域 (炉心高さ約2.3m) および下部領域 (炉心高さ約1.3m) の被覆管温度に及ぼすジルコニウム-水反応速度の影響を図14, 図15, 図16に示す。頂部では、ケース1は反応速度が低温域で僅かに速いため、他ケースよりヒートアップ開始が速いが、全体としてはどのケースも同様の挙動となった。中部領域では、約160分に着目すると、反応速度の小さいケース1,2はベースケースより温度が低くなった。反応速度の大きいケース3もベースケースより僅かに温度が低くなったが、下部領域では、ケース3は他ケースより大幅に高くなった。

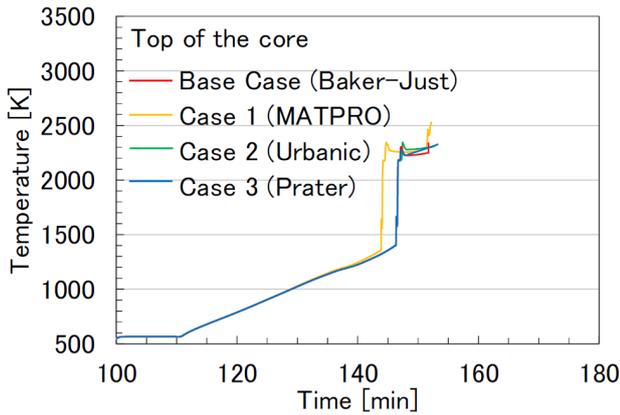


図14 被覆管温度に及ぼすZr-水反応速度の影響
(頂部)

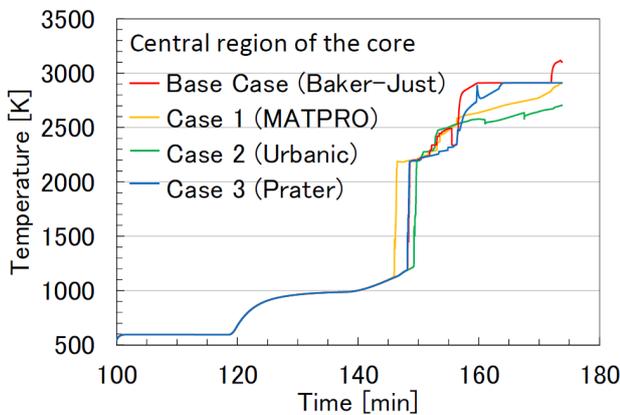


図15 被覆管温度に及ぼすZr-水反応速度の影響
(中部領域)

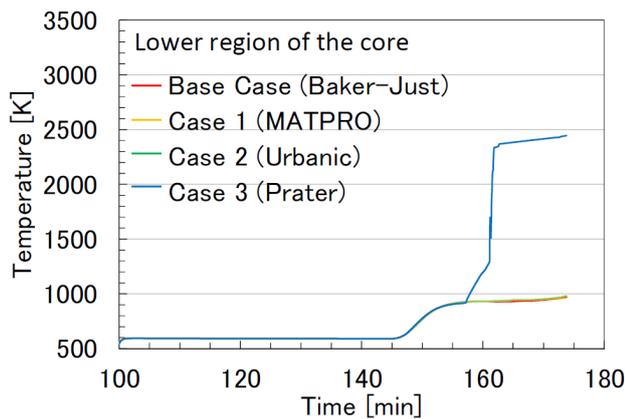


図16 被覆管温度に及ぼすZr-水反応速度の影響
(下部領域)

響評価として、炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響を評価する。3.1節で考察した初期条件、境界条件での計算結果をベースケースとして、図10のとおり、領域1および領域2の燃料棒が残らないケースをベースケース、領域2の燃料棒が残るケースをケース4とする。

水素発生量に及ぼす燃料棒のコラプス範囲の影響を図17に示す。ケース4は、ベースケースと大きな差はなかった。ケース4では、領域2のジルコニウム-水反応が維持される。一方、ベースケースでは、コラプスした燃料棒がより温度が高い炉心中部領域へ移動し、ベースケースでもジルコニウム-水反応が維持されるため、ベースケースとケース4で水素発生量に大きな差はなかったと考えられる。

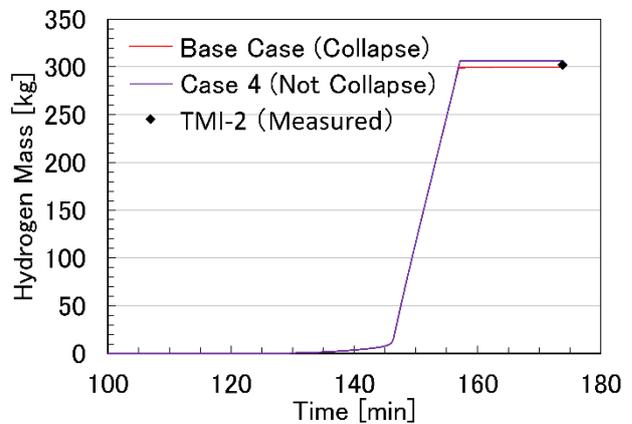


図17 水素発生量に及ぼす炉心上部燃料棒の
コラプス条件の影響

炉心質量分布 (174分) に及ぼす炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響を図18に示す。ケース4では、ベースケースと同様に炉心水位である炉心高さ約1.0m以下ではリロケーションは起きなかった。ベースケースでは炉心高さ約3.2~3.9mで炉心質量が0kgになるが、ケース4では炉心高さ約3.7~3.9mで炉心質量が0kgにならなかった。炉心高さ約3.9mの頂部ではリロケーションは起きておらず、炉心上部領域の炉心質量は、下方へのリロケーションが少なくなった。これは、炉心上部領域に燃料棒が残ったためである。最大の炉心質量はベースケースより僅かに増加したが、最大の炉心質量の炉心高さは約2.1mでベースケースとほぼ変わらなかった。

3.3 炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響評価

燃料棒のコラプス範囲は、直接的にリロケーションに関係すると考えられる。燃料棒のコラプス範囲を変えた影

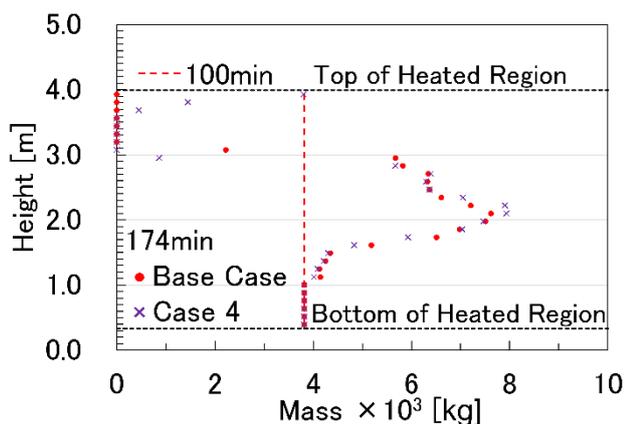


図18 炉心質量分布に及ぼす炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響

炉心中央chの頂部、中部領域（炉心高さ約2.3m）および下部領域（炉心高さ約1.3m）の被覆管温度に及ぼす炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響を図19、図20、図21に示す。頂部のベースケースでは、約152分でリロケーションにより被覆管温度の計算値が終わっているが、頂部のケース4では燃料棒が残り、被覆管温度の計算値は上昇した。約157分で温度が急上昇した後、緩やかに温度上昇を続け174分で約2700Kまで上昇したが、約152分まではベースケースとほぼ同様の挙動となった。中部領域でもベースケースとほぼ同様の挙動となり、下部領域でもほぼ差はなかった。

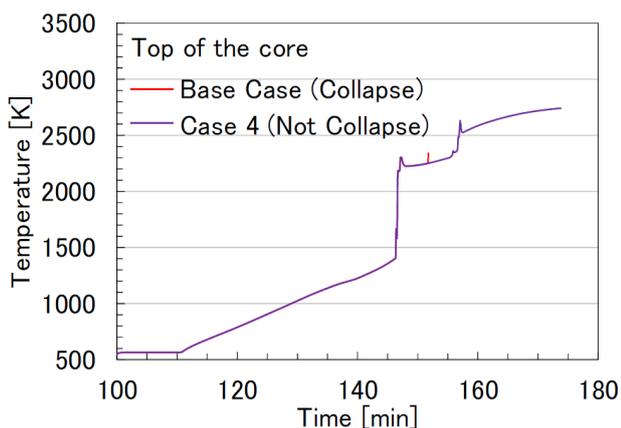


図19 被覆管温度に及ぼす炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響（頂部）

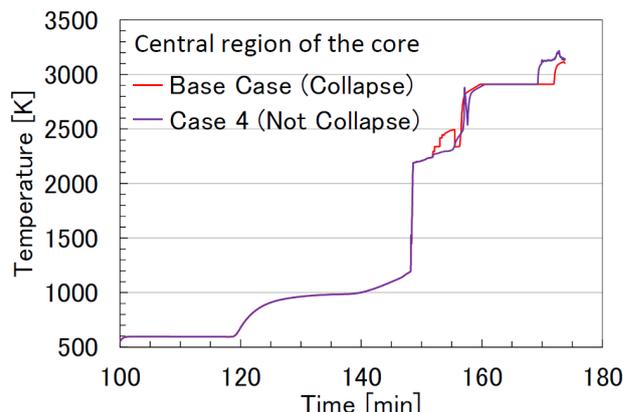


図20 被覆管温度に及ぼす炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響（中部領域）

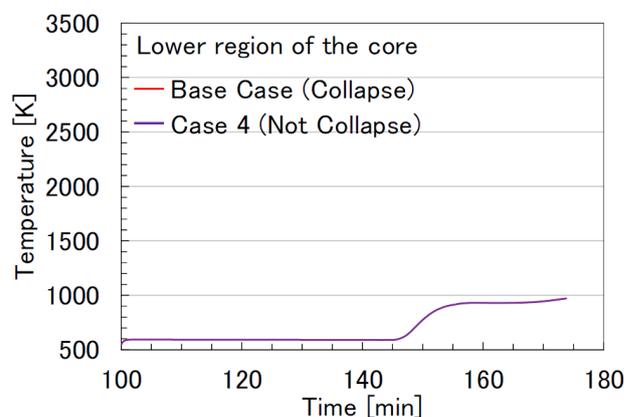


図21 被覆管温度に及ぼす炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響（下部領域）

4. おわりに

本報告では、TMI-2炉心のMAAP5用の解析体系をベースとして、健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期の100-174分を対象に、事故時の炉心損傷およびリロケーションに及ぼすジルコニウム-水反応および炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響を評価した。

ジルコニウム-水反応速度の検討では、低温域でCathcart式、高温域でBaker-Just式を使用するケースをベースケースとし、この反応速度式を変えるケースを検討ケースとして感度解析した。炉心上部燃料棒のコラプス条件の検討では、コラプスと判定された燃料棒の高さ領域より上方の領域の燃料棒が残らないケースをベースケースとし、燃料棒が残るケースを検討ケースとして感度解析した。以下に、結論を示す。

- (1) 水素発生量, 炉心質量分布 (174分), 炉心中央部チャンネル頂部ノードの被覆管温度に及ぼすジルコニウム-水反応の影響を評価した. 高さ方向の炉心質量分布は, 反応速度の小さいケースでは炉心質量のピーク位置が高く, 反応速度の大きいケースでは低くなった. これは, ジルコニウム-水反応速度に応じて, 水素発生量, 被覆管温度が変化し, リロケーションする炉心燃料の高さ方向の領域が変化したためと考えられる.
- (2) 水素発生量, 炉心質量分布 (174分), 炉心中央部チャンネル頂部の被覆管温度に及ぼす炉心上部燃料棒のコラプス条件の影響を評価した. 炉心上部領域に燃料棒が残るケースでは, 若干燃料材料の下方へのリロケーションが少なくなったが, コラプス条件が水素発生量, 被覆管温度に及ぼす影響は軽微であった. 炉心上部領域に燃料棒が残るケースでは, その領域でのジルコニウム-水反応が維持される. 一方, ベースケースでも, コラプスした燃料棒がより温度が高い炉心中部領域へ移動し, ジルコニウム-水反応が維持されるため, 水素発生量, 被覆管温度に大きな差はなかったと考えられる.
- (7) D. A. Petti, Z. R. Martinson, R. R. Hobbins, et al., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Damage Test 1-4, Test Results Report, NUREG/CR-5163, EGG-2542 (1989).
- (8) E. W. Coryell, Summary of Important Results and SCDAP/RELAP5 Analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2, NUREG/CR-6160, NEA-CSNI-R(94)3, EGG-2721 (1994).
- (9) B. Clément, N. Hanniet-Girault, G. Repetto, et al., LWR severe accident simulation: synthesis of the results and interpretation of the first Phebus FP experiment FPT0, Nuclear Engineering and Design 226 (2003) 5–82.
- (10) K. Nishida, N. Sano, T. Kusunoki, M. Murase, Evaluation of temperature and flow area variations through the fuel degradation and relocation of the SFD Test 1–4, Nuclear Engineering and Design 392 (2022).
- (11) 西田 浩二, 佐野 直樹, 楠木 貴世志, 村瀬 道雄, シビアアクシデント時の炉心燃料の被覆管温度挙動, INSS JOURNAL Vol.29 2022.
- (12) K. Nishida, N. Sano, S. Sakurai, M. Murase, Evaluation of temperatures and flow areas of the Phebus Test FPT0, Nuclear Engineering and Technology 56 (2024) 886–892.
- (13) 西田 浩二, 櫻井 征太郎, 村瀬 道雄, TMI-2 事故早期の炉心損傷, リロケーションの MAAP5 解析, INSS JOURNAL Vol.31 (2024).
- (14) Analysis of Three Mile Island-Unit 2 Accident, NSAC-80-1, EPRI-NSAC-80-1 (1980).
- (15) 佐藤 一男, TMI-2 事故例にみる原子炉安全性に対する計測制御の役割, 計測と制御 Vol.8 No.12 (1977).
- (16) TMI-2 事故の技術的検討・評価報告書, JAERI-M 8373, 日本原子力研究所 (1979).
- (17) J. L. Anderson, Recommended HPI Rates for the TMI-2 Analysis Exercise (0-300 Minutes), EGG-TMI-7833, EG&G Idaho, Inc. (1987).
- (18) C. Y. Paik, P. McMinn, C. Henry, W. Luangdilok, Validation Status of MAAP5 Core Melt Progression Model, ICONE22-30405, Prague, Czech Republic (2014).
- (19) 炉心損傷事故調査解析タスクフォース, JAERI-M 84-055, 日本原子力研究所(1984)345-355.
- (20) G. Bandini, F. D. Rosa, ASTEC validation on TMI-2 and LOFT LP-FP-2, Nuclear Engineering and Design 272 (2014) 163-172.

引用文献

- (1) TMI-2 Analysis Exercise Task Group, TMI-2 Analysis Exercise Final Report, OECD Report, NEA/CSNI/R(1991)8.
- (2) Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project), NEA/CSNI/R(2015)18.
- (3) Modular Accident Analysis Program (MAAP5) Applications Assessment, 1011756, Electric Power Research Institute (2005).
- (4) R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, et al., MELCOR Computer Code Manuals - Demonstration Problems Version 1.8.5, NUREG/CR-6119, Volume 3 (2001).
- (5) D. L. Luxat, et al., MAAP-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study, Nuclear Technology, Vol. 196, 684-697 (2016).
- (6) Edited by M. Farmer, Reactor Safety Gap Evaluation of Accident Tolerant Components and Severe Accident Analysis, ANL/NE-15/4 (2015).

統計的安全評価における機械学習モデルの適用 (量子回路学習における最適化法に関する検討)

Application of Machine Learning Models for Statistical Safety Evaluation (Investigation of Optimization Methods of Quantum Circuit Learning)

木下 郁男 (Ikuo Kinoshita) *¹

要約 最適評価コードを用いた統計的安全評価における計算負荷を低減するため、機械学習モデルの適用性を検討している。量子回路学習は、NISQ (Noisy Intermediate-Scale Quantum) コンピュータでの動作を可能とするアルゴリズムである。本論文では、NISQ コンピュータのハードウェアの制約においても有効なモデルを構築するために、深層学習で有力となっている最適化法の量子回路学習への適用性を検討した。量子回路を PyTorch のカスタムレイヤーとして定義し、最適化法には SGD と Adam を使用した。量子回路を深層学習のネットワークに組み込むことによって、深さの浅い回路においてもモデルの汎化性能が向上する結果が得られた。最適化法として SGD を使用すると、学習データに対する収束は遅いが、学習データ以外のデータに対する汎化性能は良い結果が得られた。一方、Adam を使用すると、学習データに対する収束は早いですが、汎化性能は悪化する結果が得られた。深層学習フレームワークの最適化アルゴリズムの選択とハイパーパラメータの設定を適切に行うことで、汎化性能の良い学習過程を実現し、95%累積確率値の予測精度の良い学習モデルを構築できると言える。

キーワード 統計的安全評価, 量子回路学習, 最適化法, 不確かさ解析

Abstract To reduce the computational demand in the best estimate plus uncertainty (BEPU) analysis, an accurate and inexpensive machine learning model is expected to be used to replace the high-fidelity RELAP5 code for rapid determination of the uncertainties on the figure of merit of interest. Quantum circuit learning is an algorithm that can work on NISQ (noisy intermediate-scale quantum) computers. In this paper, the applicability of optimization methods that are popular in deep learning to quantum circuit learning was investigated in order to construct a model that is effective even with the hardware limitations of NISQ computers. Quantum circuits were defined as a custom layer in PyTorch, and SGD and Adam were used as optimization methods. Incorporating quantum circuits into the deep learning network resulted in improved generalization performance, even for shallow quantum circuits. When SGD was used, convergence on training data was slow, but generalization performance on non-training data was good. On the other hand, when using Adam, convergence on the training data was fast, but generalization performance deteriorated. It was concluded that by appropriately selecting the algorithm and the hyperparameters of optimization method of deep learning framework, a learning process can be achieved with good generalization performance and a learning model can be constructed with good prediction accuracy for the 95% cumulative probability value.

Keywords Best estimate plus uncertainty (BEPU), Quantum circuit learning, Optimization method, Uncertainty analysis

1. 緒言

原子力プラントの安全性について十分な精度での議論を行うためには、詳細な核熱水力計算モデルを実装した最適評価コードによるシミュレーションが必要となる。最適評価コードは、原子力プラントを階層分解して要素ごとに物理現象をモデル化する。統計的安全評価手法 (Best estimate plus uncertainty, BEPU) ⁽¹⁾ は、各モデルの不確かさ

を対応する検証試験に基づいて定量化し、モンテカルロ・サンプリングによりこれらを統合して、コード全体の不確かさを定量化する。本手法の適用により、解析結果に対する不確かさが定量的に評価され、過度の保守性を排した信頼性の高い評価結果を得ることができる。日本では、日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準」が 2008 年に策定され、2021 年に本手法の最新知見を反映した改訂版⁽²⁾が発行された。

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

統計的安全評価では、最適評価コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。統計的安全評価値は通常 95%累積確率値（以下 95%値とも言う）で与えられる。最適評価コードは計算負荷が大きいいため、統計的安全評価を実施可能な計算時間で行うためには、計算負荷の小さな機械学習モデルによって最適評価コードの計算を代替することが有効である。一方、機械学習モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、学習データ以外のデータに対するモデルの計算精度（汎化性能）の確認が必要である。

これまでの研究では、日本原子力研究開発機構の ROSA 計画大型非常定常試験装置（LSTF）における小破断 LOCA（冷却材喪失事故）模擬実験を対象に、機械学習モデルによる燃料被覆管最高温度（PCT）の不確かさ解析への機械学習モデルの適用性を検討した。具体的には、ROSA/LSTF における小破断 LOCA 模擬実験の最適評価コードによる不確かさ解析を対象に、機械学習モデルに交差検証法を適用し、学習データを用いて 95%値の計算精度を推定できることを示した⁽³⁾。また、不確かさ解析の機械学習モデルに対してベイズ推定を適用し、ベイズ推定により、95%値の計算精度をベイズ予測区間として定量的に、順序統計法よりも精度良く評価できることを示した⁽⁴⁾。

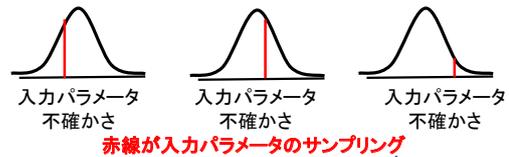
2024 年の本誌論文では、不確かさ解析に対して汎化性能の良い機械学習モデルを構築するために、近い将来の実用化が期待される NISQ（noisy intermediate-scale quantum）コンピュータに用いられるアルゴリズムである量子回路学習の適用性を検討した。パラメータ付き量子回路の層数を大きく取り、最適化に大域最適化法を適用することによって、量子回路学習は PCT95%累積確率値を精度よく評価できることを示した⁽⁵⁾。

本論文では、NISQ コンピュータのハードウェアの制約を考慮し、必要量子ビット数が少なく、深さの浅い回路においても有効な最適化を行うために、深層学習で有力となっている最適化手法の量子回路学習への適用性を検討する。具体的には、ROSA/LSTF における小破断 LOCA 模擬実験の最適評価コードによる不確かさ解析を対象に、深層学習フレームワークの最適化法を用いた量子回路学習を適用し、95%累積確率値に対する汎化性能を評価する。

2. 統計的安全評価と機械学習モデル

統計的安全評価手法⁽¹⁾⁽²⁾は、着目する事象に対し、まず重要度ランク表（PIRT）を作成して安全評価パラメータに及ぼす影響の大きい重要現象を抽出し、次いで、抽出した

①入力パラメータの不確かさの特定と定量化



②入力パラメータの不確かさの組合せ最適評価コードによる解析

③解析結果に対する不確かさ評価

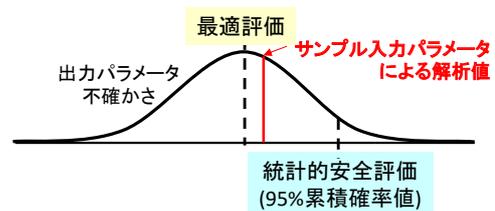


図 1 統計的安全評価手法における不確かさ評価

重要現象に対応する計算モデルや入力データの不確かさを定量化し、それから、これらの不確かさが安全評価パラメータの解析結果に及ぼす影響を評価する。

図 1 に、統計的安全評価における不確かさ評価の概要を示す。統計的安全評価は以下の手順で実施する。①最適評価コードの入力パラメータの不確かさを特定し、確率分布として定量化する。②入力パラメータの不確かさ分布からサンプリングを行って最適評価コードによる解析を行い（図中の赤字で示す）、これらの解析結果を集計して出力パラメータの不確かさ分布を求める。③出力パラメータの不確かさ分布から統計的安全評価値を求める。通常、統計的安全評価値は 95%累積確率値で与えられる。最適評価コードは計算コストが大きいため、多数回のモンテカルロ計算から 95%累積確率値を評価することは困難であり、統計的安全評価を実用化する上での課題となっている。

本研究では、95%累積確率値の評価に対する機械学習モデルの適用性を検討している。機械学習モデルは、最適評価コードの入力と出力を近似するように少数のサンプル（学習データ）から学習されたモデルである。機械学習モデルは最適評価コードよりも計算コストが小さいため多数回の計算が可能であり、これから得られる確率分布から 95%累積確率値を評価することができる。ここで課題となるのは、機械学習モデルによる 95%累積確率値の予測精度、すなわち最適評価コードによる 95%累積確率値

に対する予測精度の確認である。機械学習モデルについて、学習データに対する予測性能がその他のデータにも適切に適用できる性能のことを汎化性能という。機械学習モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、95%累積確率値の評価における機械学習モデルの汎化性能の確認が必要である。

統計的安全評価では、解析対象が複雑であると、モデル化に必要な特徴量が多くなる。一般に、機械学習モデルでは、特徴量の数に対して学習データ数が少ないと汎化性能が低下する要因となる。一方、統計的安全評価では、学習データをあまり多く用意することはできない。この場合の一つの方法として、特徴量を学習に効果的な形に変換することが考えられる。2024年の本誌論文⁽⁶⁾では、不確かさ解析の機械学習モデルに対して量子回路学習⁽⁶⁾の有効性を検討した。

図2に、量子回路学習の概念図を示す。量子回路学習は、量子回路を学習モデルと見立てて学習を行うアルゴリズムである。パラメータ付き量子回路からの出力と学習データとの差を最小化するようにパラメータを最適化する。量子回路学習では、 n 量子ビットの量子状態が 2^n 次元の複素ベクトルになることから、入力データを高次元空間に埋め込むことにより学習に効果的な特徴量に変換することが期待できる。また、量子回路学習では、量子回路を一量子ビットの回転ゲートで構築し、回転ゲートの角度 θ を調整することで学習を行う。ユニタリ変換のみで回路を構成することが正則化として機能し、汎化性能が向上すると期待されている。

これまでの研究では、量子回路学習の実行環境として量子コンピュータのシミュレータ Qulacs⁽⁷⁾を使用し、ROSA/LSTFにおける小破断 LOCA 模擬実験の不確かさ解析に量子回路学習を適用し、95%値の予測精度を最適評価コードによる解析結果と比較して評価した。パラメータの最適化に大域最適化法を使用し、パラメータ付き量子回路の層の深さ（層数）を解析対象の複雑度に応じて大きく取ることによって、量子回路学習は95%累積確率値を精度よく評価する結果が得られた。

量子回路学習は、NISQコンピュータでの動作を可能とするアルゴリズムである。NISQコンピュータは、ノイズを含む50~100量子ビットサイズの小規模な量子コンピュータで、数年~十年以内に実現可能と考えられている。一方、NISQコンピュータで量子回路学習を行う際は、ユニタリゲートの層数が大きいとノイズによる誤差が蓄積するため、実用的な層数に制限がある。統計的安全評価に量子回路学習を適用するにあたっては、量子回路の層数を大きくしなくても有効な最適化法の検討が必要と言える。

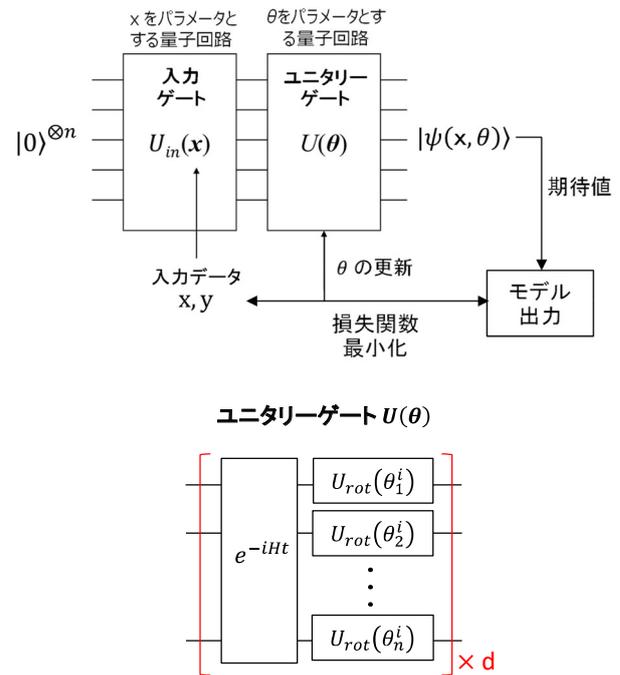


図2 量子回路学習の概念図

本研究では、深層学習フレームワークのPyTorch⁽⁸⁾を量子回路学習に適用する。具体的には、Qulacsで実装した量子回路部分をPyTorchにおけるカスタムレイヤーとして定義し、深層学習で有効となっている最適化法を量子回路学習に適用する。深層学習の最適化法として代表的な確率的勾配降下法は、ランダムに選択されたデータを使ってステップごとに勾配を更新することが正則化として機能し、汎化性能が向上すると期待されている。このような深層学習の最適化法を適用することによって、NISQ制約下における量子回路学習の統計的安全評価への有効性を検討する。

3. RELAP5コードによる不確かさ解析

3.1 対象実験

日本原子力研究開発機構（旧日本原子力研究所）のROSAプロジェクトにおいて、大型非定常実験装置LSTFを用いて、PWRプラントの小破断LOCA時の再冠水過程に関する実験が実施されている。LSTFにおける2次側強制減圧関連試験⁽⁹⁾の概要を以下に示す。

図3に、LSTF装置の概観図を示す。LSTF装置はウェスチングハウス社製4ループPWRプラントを同じ高さ、体積を1/48で模擬し、1次系冷却材配管の小破断による

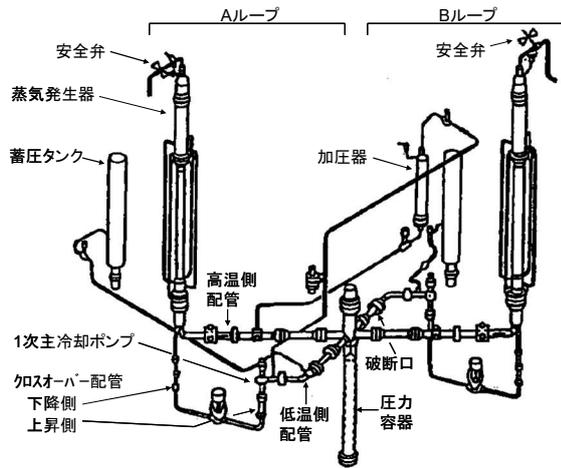


図3 LSTFの外観図⁽⁹⁾

LOCA や異常な過渡変化を、実炉と同じ圧力、温度、時間経過で模擬することができるよう設計されている。原子炉容器、1次系ループ、ECCS注水系から構成されており、4つのループを2つの等体積(2/48スケール)ループにより模擬している。

表1に解析対象としたSB-CL-32試験の試験条件を示す。破断位置は加圧器非接続ループ低温側配管である。破断サイズは低温側配管断面積の1.0%であり、実機4ループPWRの3インチ破断に相当する。SB-CL-32試験は、高圧注入系の機能喪失を仮定している。蓄圧注入は全ループで作動する条件である。

アクシデントマネジメント策として、蒸気発生器の逃し弁の開放による1次系の減圧を破断後600秒に全ル

表1 試験条件/解析条件⁽⁹⁾

| 項目 | SB-CL-32 |
|-----------|-------------------------|
| 破断サイズ | 低温側配管断面積の1.0% |
| 破断場所 | 加圧器非接続低温側配管 |
| 破断向き | 横向き |
| 原子炉トリップ | 加圧器圧力低 |
| 主給水停止 | 原子炉トリップと同時 |
| 主蒸気隔離 | 原子炉トリップと同時 |
| 補助給水 | 強制減圧開始と同時(全ループ) |
| 高圧注入 | 不作動 |
| 蓄圧注入 | 作動(全ループ) |
| 低圧注入 | 作動前に試験終了 |
| SG2次側強制減圧 | 破断後600秒、減温率200K/h(全ループ) |

表2 入力パラメータの不確かさ

| 不確かさパラメータ | 最小 最大 | ヒストグラム |
|------------------------------|--------------|--------|
| 露出炉心熱伝達 ⁽¹²⁾ | 0.58 1.88 | |
| 炉心内相間摩擦 ⁽¹³⁾ | 0.13 3.00 | |
| 伝熱管凝縮熱伝達(層流) ⁽¹⁴⁾ | 0.56 1.44 | |
| 伝熱管凝縮熱伝達(乱流) ⁽¹⁴⁾ | 0.64 1.66 | |
| 伝熱管入口CCFL ⁽¹⁵⁾ | 0.70 0.80 | 一様分布 |
| 低温側配管水平層状化 ⁽¹⁶⁾ | 0.20 4.63 | |
| ダウンコマ相間摩擦 ⁽¹⁷⁾ | 0.58 1.60 | |

プで減温率200K/hで行い、同時に全ループで補助給水を行っている。

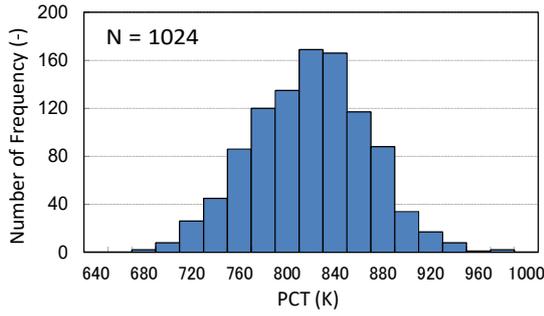
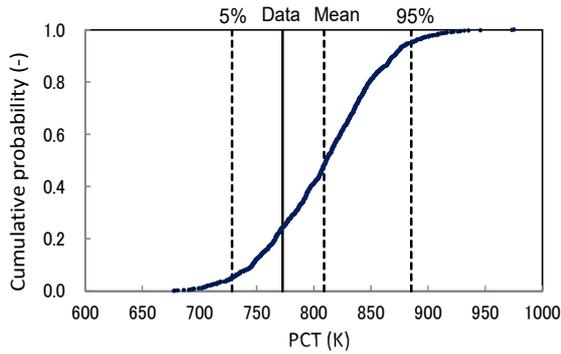
3.2 燃料被覆管最高温度の不確かさ解析

本実験を対象に、RELAP5/MOD3コード⁽¹⁰⁾を用いて、安全評価パラメータを燃料被覆管最高温度(PCT)とした不確かさ解析⁽¹¹⁾の概要を以下に示す。

不確かさ解析は、日本原子力学会標準⁽²⁾に則って実施した。本実験が対象とする事故時の熱水力挙動を詳細に分析し、不確かさを考慮すべき計算モデルを特定した。表2に、不確かさを考慮する計算モデルに対して、関連する実験データを用いて定量化した不確かさ分布を示す。

これらの計算モデルの不確かさを変化させた統計解析を実施した。不確かさパラメータのサンプリングはランダム・サンプリング法により行い、全1024ケースの解析を実施して、PCTの95%累積確率値は一定値に収束することを確認した。

図4および図5に、全1024ケースに対するPCTのヒストグラムおよび累積分布関数を示す。ROSA/LSTFにおける小破断LOCA実験の不確かさ解析では、PCTの分布は正規分布に近い分布となった。

図4 PCTの不確かさのヒストグラム⁽¹¹⁾図5 PCTの累積分布関数⁽¹¹⁾

4. 量子回路学習による不確かさ解析

本節では、3節で説明した RELAP5 コードによる不確かさ解析を対象に量子回路学習を適用し、RELAP5 計算と比較して量子回路学習に有効な最適化法を検討する。

4.1 量子回路学習の適用

これまでの論文⁽⁵⁾と同様に、文献⁽¹⁸⁾に従って、以下のよう
に量子回路を定義した。

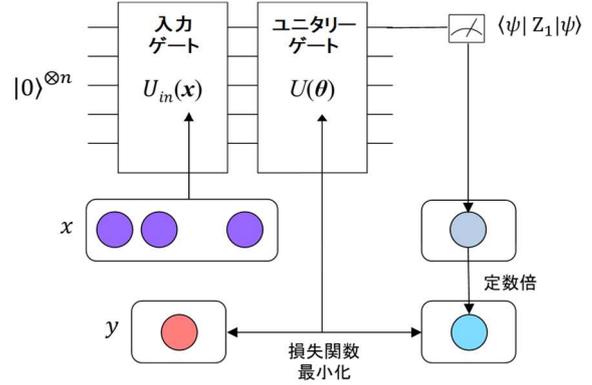
入力データ x をエンコードする量子回路を以下で定義する。

$$U_{in}(x) = \prod_j R_j^Z(\cos^{-1}x^2) R_j^Y(\sin^{-1}x) \quad (1)$$

$$R_j^Y(\theta) = e^{i\theta Y_j/2} \quad (2)$$

$$R_j^Z(\theta) = e^{i\theta Z_j/2} \quad (3)$$

パラメータ付き量子回路 $U(\theta)$ は、時間発展演算子 U_{rand} と j 番目 ($j=1, \dots, n$) の量子ビットに作用する回転ゲート $U_{rot}(\theta_j^i)$ を掛けたものを d 回繰り返して構成される。 $U_{rand} = e^{-iHt}$ は統計物理学で用いられる横磁場イジ

図6 モデル出力と最適化 (2024 年本誌⁽⁵⁾)

ングモデルの時間発展演算子であり、量子回路の複雑性を増加させる働きをもつ。 $U_{rot}(\theta_j^i) = R_j^X(\theta_{j1}^i) R_j^Z(\theta_{j2}^i) R_j^X(\theta_{j3}^i)$ は 3 つの回転ゲートからなり、 $U(\theta)$ は全体で 3nd 個の回転角を含んでいる。

$$U(\{\theta_j^i\}) = \prod_{i=1}^d \left(\left(\prod_{j=1}^n U_{rot}(\theta_j^i) \right) \cdot U_{rand} \right) \quad (4)$$

$$U_{rand} = e^{-iHt} \quad (5)$$

$$H = \sum_{j=1}^N a_j X_j + \sum_{j=1}^N \sum_{k=1}^{j-1} J_{jk} Z_j Z_k \quad (6)$$

$$U_{rot}(\theta_j^i) = R_j^X(\theta_{j1}^i) R_j^Z(\theta_{j2}^i) R_j^X(\theta_{j3}^i) \quad (7)$$

$$R_j^X(\theta) = e^{i\theta X_j/2} \quad (8)$$

$$R_j^Z(\theta) = e^{i\theta Z_j/2} \quad (9)$$

量子回路学習では、量子回路の回転角 $\{\theta_j^i\}$ を調整することで学習を行う。本論文では、量子回路学習の実行環境として量子コンピュータのシミュレータ Qulacs⁽⁷⁾ を使用した。図 6 に、これまでの論文⁽⁵⁾で行った学習手順を示す。具体手順は以下の通りである。

1. 初期状態 $|0\rangle^{\otimes n}$ から x をエンコードする $U_{in}(x)$ によって、入力状態 $|\psi_{in}(x)\rangle$ を生成する。
2. 入力状態 $|\psi_{in}(x)\rangle$ からパラメータ付き量子回路 $U(\theta)$ によって、出力状態 $|\psi\rangle = |\psi(x, \theta)\rangle$ に変換する。
3. 出力状態 $|\psi\rangle$ に対して、最初の量子ビットで測定した Z 演算子の期待値に乗数 a を乗じた $a \cdot \langle \psi | Z_1 | \psi \rangle$ をモデルの出力 y_{out} とする。
4. 出力 $\{y_{out}\}$ と真値 $\{y\}$ の平均二乗誤差により定義した損失関数 $MSELoss(\theta, a)$ が最小となるように (θ, a) を最適化する。

パラメータの最適化アルゴリズムとしては、大域最適法である Basinhopping 法を使用した。Basinhopping 法は、マルチタスク局所探索法の一つで、ランダムに初期点を生成し、局所探索を繰り返すことで大域的最適解を探索する。

以上の方法により、RELAP5 による不確かさ解析からランダムに選んだ 59 サンプルを学習データに用いて、PCT の予測モデルを構築した。RELAP5 解析と同じ乱数を用いて量子回路モデルによる統計解析を行い、PCT の不確かさ分布を RELAP5 解析結果と比較した。

図 7 に、学習データ (59 サンプル) および全データ (1024 サンプル) に対して、量子回路学習により評価した PCT の累積分布関数を RELAP5 計算と比較して示す。パラメータ付き量子回路 $U(\theta)$ の層数 (depth) は 3, 7, 5 とした。PCT の累積分布関数は、学習データに対しては、RELAP5 計算とよく一致した。一方、全データに対しては、95% 累積確率値をいくらか過大評価した。

図 8 に、1024 サンプルの RELAP5 計算結果から、59 サンプルごとに 17 ケースの学習データを選択し、それぞれに対して構築した量子回路モデルによる PCT の 95% 累積確率値の RELAP5 計算値との誤差を集計した箱ひげ図を示す。

学習データに対しては、層数を 5 以上とすれば、RELAP5 計算との誤差はほぼゼロになった。一方、全データに対しては、層数が 5 では RELAP5 計算を過大評価した。層数が 9 以上では RELAP5 計算とほぼ一致する結果が得られた。しかし、NISQ 制約下の計算では、層数がより小さい条件での汎化性能を確認することが必要と考えられる。

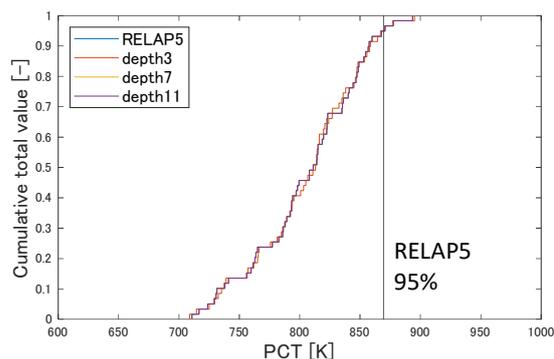
4.2 深層学習フレームワークの適用

本節では、深層学習で有力となっている最適化手法の量子回路学習への適用性を検討する。

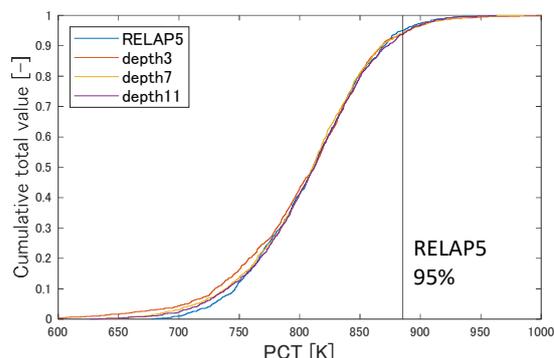
本論文では、深層学習フレームワークの PyTorch⁽⁸⁾ を使用し、Qulacs で実装した量子回路部分を PyTorch におけるカスタムレイヤーとして定義することで量子回路学習を実施した。図 9 に本論文で行った学習手順を示す。

具体的手順は以下のとおりである。

1. 初期状態 $|0\rangle^{\otimes n}$ から x をエンコードする $U_{in}(x)$ によって、入力状態 $|\psi_{in}(x)\rangle$ を生成する。
2. 入力状態 $|\psi_{in}(x)\rangle$ からパラメータ付き量子回路 $U(\theta)$ によって、出力状態 $|\psi\rangle = |\psi(x, \theta)\rangle$ に変換する。
3. 出力状態 $|\psi\rangle$ に対して、すべての量子ビットで測定した Z 演算子の期待値を全結合層につないでモデルの出力 y_{out} とする。

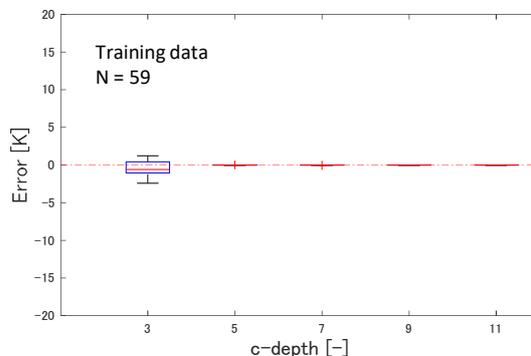


(a) 学習データ

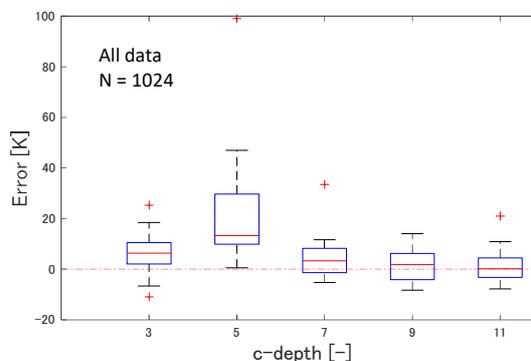


(b) 全データ

図 7 PCT の累積分布関数 (2024 年本誌⁽⁵⁾)



(a) 学習データ



(b) 全データ

図 8 PCT 95% 値誤差の分布 (2024 年本誌⁽⁵⁾)

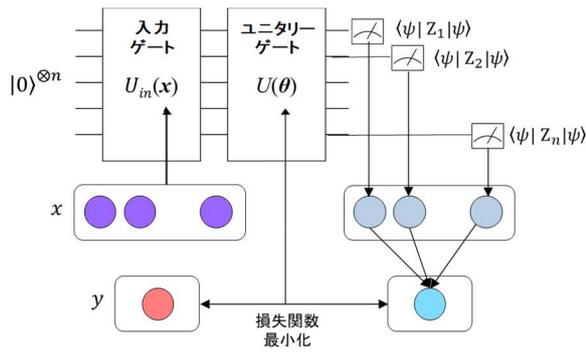


図9 モデル出力と最適化

4. 出力 $\{y_{out}\}$ と真値 $\{y\}$ の平均二乗誤差により定義した損失関数 MSE Loss が最小となるように最適化する.

最適化アルゴリズムとしては、PyTorch に実装されている SGD (確率的勾配降下法) と Adam (適応的のモーメント推定) を使用した. SGD は、ランダムに選択したサンプルを用いて勾配を計算する. 一般に収束は遅いが、汎化性能は高いとされている. Adam は、勾配の平均・分散を利用して学習率を調整する. 収束は早いですが、急速な損失低下によって過学習しやすいとされている.

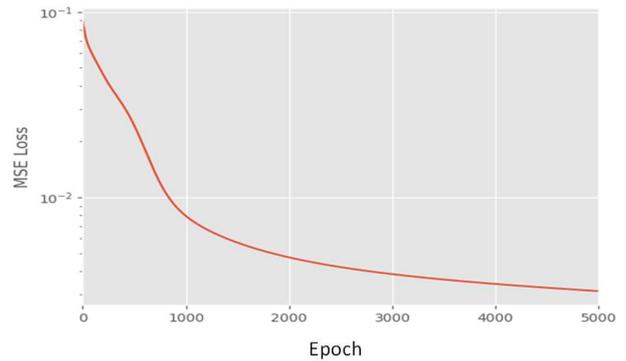
4.3 最適化法の比較

本論文では、最適化の実施にあたり、バッチサイズ (1回の学習ステップで使うデータの個数) は 59 (学習データ数と同じ)、学習率は 0.01 とした. また、SGD のモーメントは 0.9 とした.

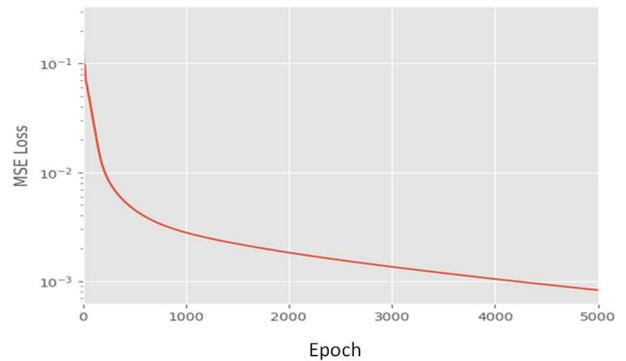
図 10 および図 11 に、SGD および Adam によるエポック数 (学習データ全体を何回繰り返して使うかを示す回数) が 5,000 までの学習過程における損失の変化を示す. パラメータ付き量子回路 $U(\theta)$ の層数 (depth) は、(a) 3 および (b) 7 である.

SGD では、エポック数が増えるにつれて損失は滑らかに低下した. また、層数が多いほど同じエポック数でも損失の低下が大きいことが分かる. 5000 エポックでは学習が十分に進んでおらず、エポック数をより大きくして学習を継続することが必要と考えられる.

Adam では、SGD と比較して同じエポック数でも損失の低下が大きい結果となった. 学習を加速させる手法が機能していると考えられるが、学習の過程で周期的に損失が大きくなっている. これは局所解から抜け出していることを示すと考えられ、学習過程全体として損失は低下している

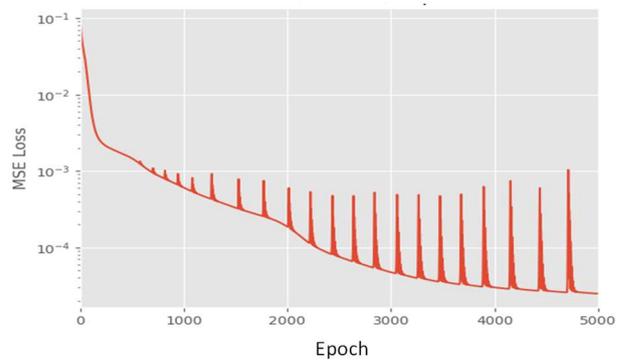


(a) depth 3

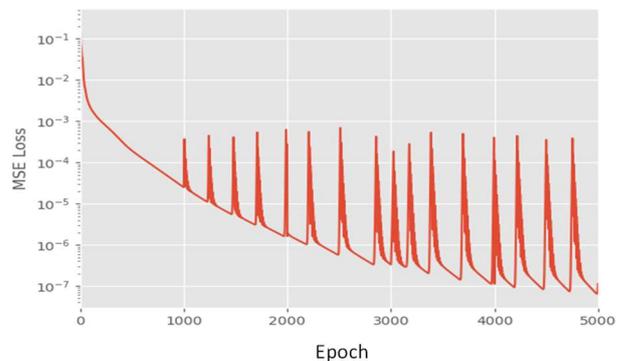


(b) depth 7

図 10 学習過程における損失の変化 (SGD)

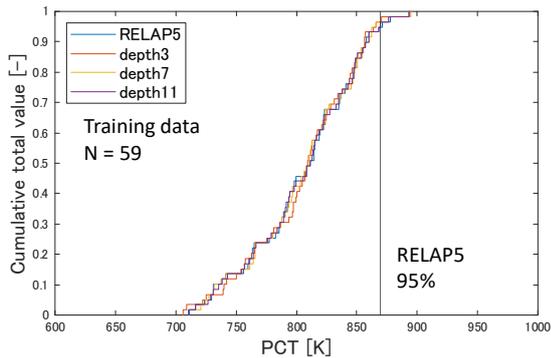


(a) depth 3

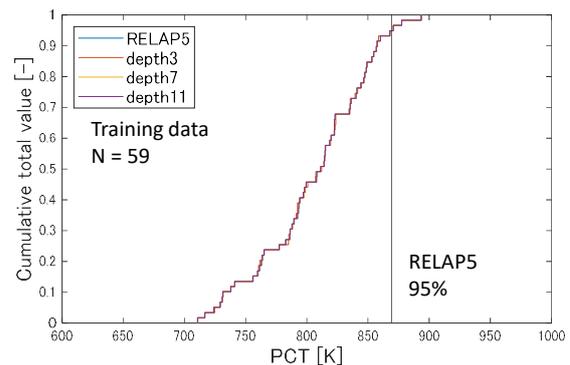


(b) depth 7

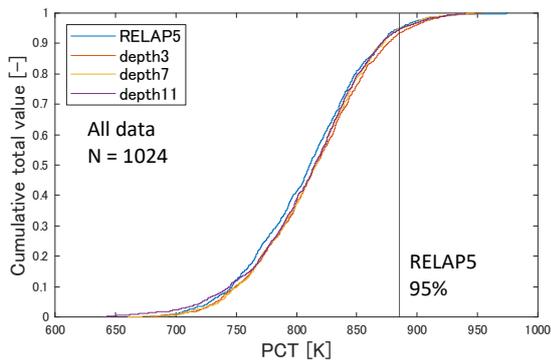
図 11 学習過程における損失の変化 (Adam)



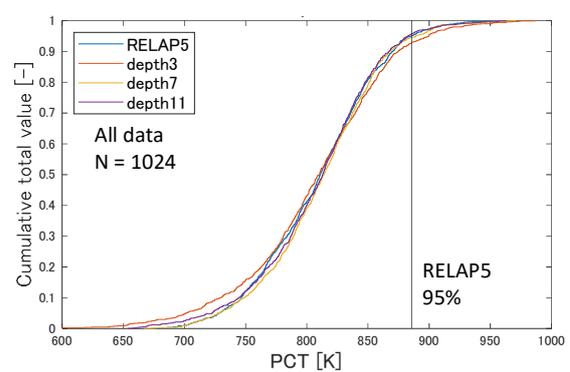
(a) 学習データ



(a) 学習データ



(b) 全データ



(b) 全データ

図 12 PCT の累積分布関数 (SGD)

図 13 PCT の累積分布関数 (Adam)

ものの、このような学習過程はモデルの汎化性能を低下させる可能性がある。

図 12 および図 13 に、SGD および Adam により評価した累積分布関数を RELAP5 計算と比較して示す。パラメータ付き量子回路 $U(\theta)$ の層数 (depth) は 3, 7, 11 である。

SGD では、5000 エポックでは学習が十分に進んでいないものの、学習データおよび全データに対して、PCT の 95% 累積確率値の精度は良い結果が得られた。

Adam では、5000 エポックで学習が十分に進んでいると考えられ、学習データに対して、PCT の 95% 累積確率値の精度は非常に良い。一方、全データに対しては、層数が 3 の場合、PCT の 95% 累積確率値を過大評価する結果となった。

図 14 および図 15 に、1024 サンプルの RELAP5 計算結果から、59 サンプルごとに 17 ケースの学習データを選択し、それぞれに対して SGD および Adam による最適化法により評価した PCT の 95% 累積確率値の RELAP5 計算に対する誤差の箱ひげ図を示す。層数 (depth) は 3, 5, 7, 9, 11 であり、各々のエポック数は 5000 である。

SGD では、学習データに対しては、各層数について、PCT95% 累積確率値の誤差のパラツキは大きいがおおむねゼロに近い結果が得られた。全データに対しては、PCT

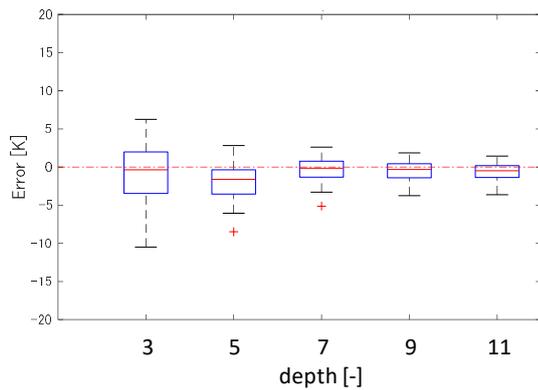
の 95% 累積確率値を過少評価する傾向であるが、エポック数を増加して計算すれば精度は向上すると考えられる。

Adam では、学習データに対しては、各層数について、PCT95% 累積確率値の誤差のパラツキは、おおむねゼロに近い結果が得られた。一方、全データに対しては、層数 3, 5 で過大評価傾向であり、層数 9, 11 で過少評価傾向となった。Adam による 95% 累積確率値の汎化性能は SGD と比較して低いと考えられる。

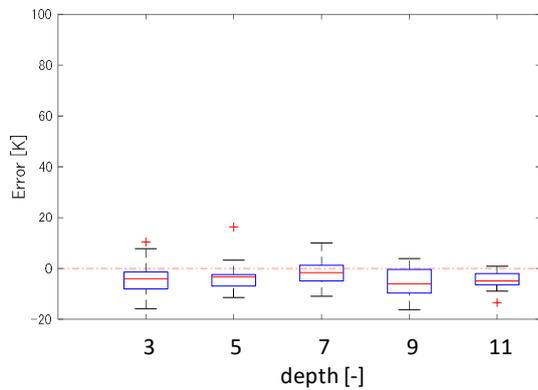
SGD や Adam の量子回路学習による統計的安全評価への適用性については、エポック数の増加やその他のハイパーパラメータの最適化を詳細に検討し、95% 累積確率値の汎化性能を評価することが必要である。

2024 年本誌論文の Basinhopping 法を用いた最適化による結果 (図 8) と比較すると、特に、層数が 3, 5, 7 の場合において、PCT95% 累積確率値の評価における汎化性能が向上していることが分かる。したがって、NISQ 制約条件下における量子回路学習の統計的安全評価への適用において、深層学習フレームワークの最適化法の適用は有効であると考えられる。

以上の考察から、統計的安全評価に量子回路学習を適用するにあたっては、深層学習フレームワークの最適化アルゴリズムの選択とハイパーパラメータの設定を適切に行

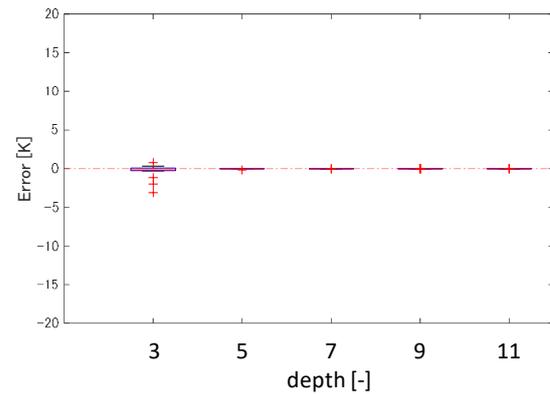


(a) 学習データ

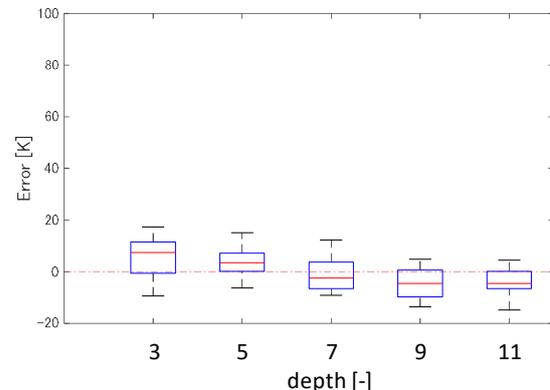


(b) 全データ

図 14 PCT95%値誤差の分布 (SGD)



(a) 学習データ



(b) 全データ

図 15 PCT95%値誤差の分布 (Adam)

うことで、汎化性能の良い学習過程を実現し、95%累積確率値の予測精度の良い学習モデルを構築できると言える。

今後、実機プラントにおける小破断 LOCA 事象のような、不確かさパラメータの数が増加し、PCTの不確かさ分布が正規分布とならない場合に対して、量子回路学習と深層学習フレームワークの最適化法の有効性を評価することが必要である。

5. 結言

最適評価コードを用いた統計的安全評価における計算コストを低減するため、機械学習モデルの適用性を検討している。統計的安全評価に機械学習モデルを適用するにあたってはモデルの汎化性能の確認が必要である。

量子回路学習は、NISQ コンピュータでの動作を可能とするアルゴリズムである。最適化を行うパラメータ付き量子回路がユニタリ変換からなることが正則化として機能し、汎化性能がよいと期待されている。

本論文では、NISQ コンピュータのハードウェアの制約においても有効な学習モデルを構築するために、深層学習

で有力となっている最適化法の量子回路学習への適用性を検討した。具体的には、ROSA/LSTF における小破断 LOCA 模擬実験の不確かさ解析に量子回路学習を適用し、PCTの95%累積確率値の予測精度を RELAP5 解析結果と比較して評価した。

量子回路を PyTorch のカスタムレイヤーとして定義し、最適化法には SGD (確率的勾配降下法) と Adam (適応的モーメント推定) を使用した。量子回路を深層学習のネットワークに組み込むことによって、深さの浅い回路においてもモデルの汎化性能が向上する結果が得られた。SGD を使用すると、学習データに対する収束は遅いが、学習データ以外のデータに対する汎化性能は良い結果が得られた。一方、Adam を使用すると、学習データに対する収束は早いですが、汎化性能は悪化する結果が得られた。

統計的安全評価に量子回路学習を適用するにあたっては、深層学習フレームワークの最適化アルゴリズムの選択とハイパーパラメータの設定を適切に行うことで、汎化性能の良い学習過程を実現し、95%累積確率値の予測精度の良いモデルを構築できると考えられる。

引用文献

- (1) B. Boyack, R. Duffey, G. Wilson, P. Griffith, G. Lellouche, S. Levy, U. Rohatgi, W. Wulff, N. Zuber, "Quantifying reactor safety margins: application of code scaling, applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss-of-coolant accident," NUREG/CR-5249 (1989).
- (2) 日本原子力学会, "統計的安全評価の実施基準:2021", AESJ-SC-S001:2021 (2021).
- (3) 木下郁男, "統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (不確かさ解析への適用性に関する検討)," INSS JOURNAL, Vol.27, pp.219-230 (2020).
- (4) 木下郁男, "統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (Stan による不確かさ解析のベイズ推定)," INSS JOURNAL, Vol.29, pp.217-228 (2022).
- (5) 木下郁男, "統計的安全評価における機械学習モデルの適用 (量子回路学習の適用性に関する検討)," INSS JOURNAL, Vol.31, pp.94-103 (2024).
- (6) K. Mitarai, M. Negori, M. Kitagawa, K. Fujii, Quantum circuit learning, PHISYCAL REVIEW A **98**, 032309 (2018).
- (7) Y. Suzuki, et al., Qulacs: a fast and versatile quantum circuit simulator for research purpose, arXiv:2011.13524v4 (2021).
- (8) A. Paszke, S. Gross, F. Massa, A. Lerer, J. Bradbury, G. Chanan, T. Killeen, Z. Lin, N. Gimsheine, L. Antiga, et al., PyTorch: An imperative style, high-performance deep learning library. *Advances in Neural Information Processing Systems*, 32, (2019).
- (9) H. Asaka, Y. Anoda, Y. Kukita, I. Ohtsu, Secondary-Side Depressurization during PWR Cold-Leg Small Break LOCAs Based on ROSA-V/LSTF Experiments and Analyses, *Journal of Nuclear Science and Technology*, **35**(12), pp.905-915 (1998).
- (10) The RELAP5 code development team, "RELAP5/MOD3 code manual," NUREG/CR-5535 (1995).
- (11) I. Kinoshita, M. Murase, RELAP5 Code Analysis of LSTF Small Break LOCA Tests with Steam Generator Intentional Depressurization and Its Uncertainty Quantification by Monte-Carlo Method and Wilks' Formula Approach, *Proceedings of the ASME 2016 International Mechanical Engineering Congress & Exposition (IMECE2016)*, IMECE2016-66638, Phoenix, AZ, November 11-17, (2016).
- (12) T. Torige, I. Kinoshita, "Application of the statistical safety evaluation method to the small break LOCA with high pressure injection failure (Quantification of the uncertainty of uncovered core heat transfer model)," *Proceedings of the ASME 2013 International Mechanical Engineering Congress & Exposition (IMECE2013)*, IMECE2013-64305, San Diego, CA, November 13-21 (2013).
- (13) 木下郁男, 鳥毛俊秀, 山田実, "炉心内相間摩擦に係る RELAP5 モデルの不確かさの定量化," INSS JOURNAL, Vol.24, pp.201-210 (2017).
- (14) 鳥毛俊秀, 木下郁男, 山田実, "小破断 LOCA 時高圧注入系不動作事象への統計的手法適用 ~被覆管酸化, 崩壊熱, 被覆管変形および伝熱管凝縮に係る RELAP5 モデルの不確かさの定量化," INSS JOURNAL, Vol.21, pp.213-222 (2014).
- (15) 楠木貴世志, 村瀬道雄, 富山明男, "蒸気発生器に伝熱管下端における気液対向流制限に関する研究のレビュー," INSS JOURNAL, Vol.24, pp.211-220 (2017).
- (16) 鳥毛俊秀, 木下郁男, 山田実, "小破断 LOCA 時高圧注入系不動作事象への統計的手法の適用; (9) 重要現象に係るモデル不確かさの定量化 (伝熱管凝縮熱伝達, 低温側配管水平層状化)," 日本原子力学会 2014 春の大会, L24 (2014).
- (17) C. Clark, J.P. Schlegel, T. Hibiki, M. Ishii, I. Kinoshita, "Uncertainty in RELAP5/MOD3.2 calculations for interfacial drag in downward two-phase flow," *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 94, pp.230-240 (2016).
- (18) QunaSys Inc., Welcome to Quantum Native Dojo!, <https://dojo.qulacs.org/ja/latest/> (2024).

安全文化の質的な評価における 生成 AI 活用に向けての課題検討

Examining the challenges of using generative AI in the qualitative evaluation of safety culture

高城 美穂 (Miho Takagi) *1 寺口 司 (Tsukasa Teraguchi) *1

北村 嘉英 (Yoshihide Kitamura) *1 山本 治宗 (Yoshinori Yamamoto) *2

嶋田 大樹 (Taiki Shimada) *2 香川 遼 (Ryo Kagawa) *2

要約 安全文化の質的な評価（質問紙による自由記述回答をデータとした安全文化の自己評価）に、生成 AI 等の技術を活用する際の課題を抽出した。まず、生成 AI による要約によって、文意が変容したり、評価者が分析・評価を行う時に手がかりとしていると思われる、細やかな具体性やニュアンス、また少数ではあっても重要な意見が欠落したりする可能性があることが示された。この背景には、生成 AI が要約を行う際の方略と推察される、「重要でないと見做した言葉は省略する」、「特殊な表現から、より一般的で 사용되는頻度の高い表現に置き換える」、「少数意見は省略する」、「統合可能な文は統合する」ことが関わっていると考えられる。次に、生成 AI による要約では、人間であれば「安全文化評価にとって重要な内容だ」と感じ取って抽出する情報が、抽出されない場合があることが示された。質的な分析では、人間は自身の持っている一般的な常識や分析対象についての知識、経験を暗黙のうちに活用していると言われており、本研究でもそのことが示唆された。

キーワード 安全文化、組織文化、評価、質的分析、生成 AI

Abstract In this paper, challenges were identified in using technologies such as generative AI for qualitative safety culture assessment (self-assessment of safety culture based on free-form responses to a questionnaire). First, it was found that summaries generated by generative AI may distort the meaning of sentences and omit subtle specificity and nuance, as well as minority but important opinions, which would likely be used by evaluators when analyzing and evaluating. This is likely due to the strategies used by generative AI in summarizing, such as omitting words deemed unimportant, replacing unconventional expressions with more commonly used expressions, omitting minority opinions, and merging sentences that can be combined. Second, it was found that generative AI summaries may not extract information that humans would perceive and extract as "important for safety culture assessment." In qualitative analysis, it is widely accepted that humans implicitly utilize their own common sense, knowledge of the subject, and experience, and the present study findings also suggest this is the case.

Keywords Safety culture, organizational culture, evaluation, qualitative analysis, generative AI

1. はじめに

原子力発電所を安全に運営していくために、安全文化の醸成は重要な課題である。そのためのアプローチの1つとして、IAEA（2016）は、組織による安全文化の自己評価を提案している。自己評価は、ある組織について、その組織のメンバー自身が評価を行うものであり、外部の評価組織による評価に比べて、評価の対象となっている組織の

メンバーが関与する場面が多い。そのため、評価が適切に行われれば、改善に対する意欲が生まれ、継続的な改善に繋がると考えられる。

安全文化の自己評価の方法として、IAEA（2002, 2016）は、組織内の専門部署や専門家がデータを収集し、評価する方法を提案している。一方、現場の職員が、自らの安全文化を見つめて、改善に繋げる機会を増やすことも、安全文化の醸成にとって重要である。フェッターマン他（2014）

*1 (株) 原子力安全システム研究所 社会システム研究所

*2 関西電力 (株)

は、評価の対象となっている組織のメンバーが評価の過程により多く関わり、評価を統制することによって、当事者意識が高まり、評価結果や改善の提案を受け入れやすくなると述べている。すなわち、現場の職員が自らの安全文化の評価に主体的に関わることによって、改善がより促進されることが期待できる。

安全文化を測定・評価するための方法として、質問紙（主にリッカート尺度による点数の高低に基づいて、安全文化の良さ／悪さを評価するもの）は一般的な方法であり、妥当で信頼できる質問紙の開発に多くの努力が払われてきた。しかしその一方で、質問紙による安全文化の評価はアプローチの1つに過ぎないのではないかと指摘もある（竹内, 2012 ; Guldenmund, 2000）。安全文化の評価においては、質問紙により得られる量的なデータだけでなく、観察やインタビュー、文書のレビューなどから得られる様々な質的および量的なデータを用いることによって、その組織の安全文化の特徴や課題をより具体的に把握できると思われる。ただし、観察やインタビュー等は豊富なデータが得られる反面、実施には大きな時間的コストを要する。そこで高城他（2021）は、現場の職員が比較的平易かつ効果的に安全文化の自己評価を行う方法として、質問紙による自由記述回答データを基に安全文化を自己評価する方法を提案した。

しかしながら、自由記述回答のようなデータを基に安全文化を質的に評価することは、時間的コストが大きい。現場の職員が安全文化の質的な評価を実践しやすくするためには、時間的コストが軽減されることが望ましく、そのための方策として生成 AI 技術による支援が考えられる。近年、生成 AI の技術が急速に発展している。特に 2023 年の Chat-GPT-4 の発表を契機として、生成 AI が爆発的に流行し、自然言語処理の分野はその影響を大きく受けている（狩野, 2024）。Chat-GPT は、入力した画像やテキストを基にテキストを出力するモデルであり、文章要約、対話、機械翻訳などの幅広い機能が想定されている（OpenAI, 2023）。このような生成 AI を活用することにより、安全文化の質的な分析・評価の支援につなげられる可能性がある。

ただし、質的な分析においては、分析者の主観を積極的に活用し、データに直接語られていることだけでなく、その背後にある思いや考え方なども考慮した解釈を行う。そのとき分析者は、自身の持っている一般的な常識や、分析対象組織についての知識、経験といった情報を暗黙のうちに利用していると考えられる（土井他, 2024）。野中他（2020）は、ポランニー（1966）による「暗黙知」と「形式知」の提唱に基づき、「特定状況に関する個人的な知識」を暗黙知といい、暗黙知には「主観に基づく洞察、直観、勘」が

含まれると述べている。質的な分析では、分析の主要な部分が分析者の頭の中で行われるため、その過程が見えづらいが、分析には暗黙知のような知識も利用されていると思われる。

質的な分析に生成 AI を適用した研究として、平綿他（2024）は、質的な分析方法の1つである SCAT を手順に沿って Chat-GPT に実行させており、得られた出力に対して、「全体をまんべんなく形式的に要約した」ものとなっており、人間の「熟達者のように興味深い点にフォーカスした分析にはなっていない」ことを指摘している。このことは、生成 AI がデータの背景にある思いや考え方を汲み取り切れていないことを示唆しているが、先行研究は限られている。そこで、安全文化の質的な評価に生成 AI を活用する可能性を検討するため、まず試行を通して、課題を抽出する必要がある。

2. 目的

試行を通し、安全文化の質的な評価に生成 AI 等の自然言語処理技術を適用することの課題を抽出することを目的とする。

3. 方法

本研究は関西電力株式会社の協力を得て行った。関西電力が開発した、生成 AI を活用して安全文化評価の質的な分析・評価の支援を行うツール（以下「評価支援ツール」という）を検討対象とする。

評価支援ツールは、高城他（2021）が提案する、安全文化の自己評価方法（以下「評価方法」という）のうち、一部の手順を代替するものであった。評価方法の概要を 3.1 に、開発された評価支援ツールの概要と課題抽出の方法を、3.2 および 3.3 に示す。

3.1 評価方法の概要

高城他（2021）の評価方法の概要を示す。

Step1 組織状況の客観的理解

組織が置かれている状況に関する情報を整理し、分析における検討の前提とする。

Step2 質問紙調査

質問紙調査により、評価対象の組織の職員等から自由記述データを収集する

Step3 回答の読み込み・要約

質問紙の自由記述回答を一つひとつ要約する。これを「回答要約」という。なお、要約時に気付いた点や考えたことは、「回答要約メモ」として「回答要約」とは別に記録しておく。

Step4 概念化

Step3 で作成した「回答要約」について、回答者が言いたいことを読み取り、短い言葉で表す。これを「概念」と呼ぶ。言いたいことが類似すると思われる「回答要約」は同じ「概念」にまとめる。なお、気づいた点や考えたことは、「概念メモ」として「概念」とは別に記録しておく。

Step5 「概念」の関連付け

「概念」を並べて眺め、「概念」間の関係性を検討する。「概念」だけでなく、「回答要約」や、各「メモ」の内容も参考にする。

Step6 組織文化の評価・文章化

まず、Step5 を参考に、「概念」間の関係性を考え（なぜその「概念」を作成したのか、なぜその関係性を見出したのか）、現在の組織文化の特徴として、データから見出したことを文章で記述する。

次に、その組織文化が、安全に対してどのような影響を及ぼしているかを評価する。

Step7 まとめ

組織文化評価を要約し、課題を把握する。

3.2 開発された評価支援ツール

開発された評価支援ツールは、3.1 に述べた評価方法の「Step3 回答要約」を実行する「回答要約ツール」と、「Step4 概念化」を実行する「概念化ツール」である。評価支援ツールには、生成 AI の要約の機能と、テキスト分析手法によるグループ化の機能が活用された。評価支援ツールの開発時期は 2024 年 5 月～9 月であった。

なお、評価支援ツールの開発の目的は、評価方法の一部を補助することによって時間的コストを低減し、評価者が分析を深めるための時間を確保することであった。そのため、「Step5 構造化」や「Step6 組織文化の評価・文章化」は、評価者（人間）が行うことが前提とされている。

3.3 課題抽出の方法

評価支援ツールの開発は、試作された評価支援ツールの出力に対して、関西電力職員や、筆者を含む複数の研究者が課題を抽出し、それらの課題に応じて評価支援ツールを修正するという過程を、評価支援ツールの出力の精度が

関西電力職員および研究者にとって許容可能な水準となるまで繰り返すことで行われた。関西電力職員による課題抽出と、筆者らによる課題抽出は別個に行われた。

そこで、「回答要約ツール」と「概念化ツール」のそれぞれの開発過程において、筆者らが抽出した課題を整理し、安全文化の質的な評価に生成 AI 等を活用することの課題として 4.1 と 4.2 に示す。これに先立ち、「回答要約ツール」と「概念化ツール」の概要と課題抽出の方針を以下に述べる。

3.3.1 回答要約ツール

3.3.1.1 「回答要約」とは

「回答要約」は、自由記述回答（以下「回答」という）の内容を丁寧に読み取り、ポイントをコンパクトにまとめたものである。

3.3.1.2 回答要約ツールの概要

回答と、実施内容を指示するプロンプトを生成 AI (ChatGPT-4) に入力し、要約させる。ドメイン知識として、回答の理解に必要な専門用語などが与えられた。

3.3.1.3 検証に用いたデータ

自由記述形式で回答された 2 種類のアンケート結果から、それぞれ 50 回答ずつ、計 100 回答を任意に抽出したデータにより検証が行われた。

3.3.1.4 課題抽出の方針

「回答要約」は、回答のポイントをまとめたものとして、続く Step である「概念化ツール」の入力データとなるものである。また、評価の過程で評価者が参照するデータでもある。そこで、人手で「回答要約」を作成したときとおよそ同様のものを作成することを念頭に、以下の観点より課題を抽出した。

- ✓ 回答要約ツールが出力した「回答要約」を見て、回答の内容が把握できるか。
- ✓ 回答と比べて、文章の意味やニュアンスが変わっていないか。

- ✓ 回答中の残しておきたい情報（分析・評価にとって有用と感じられる情報）が欠落したり、情報の豊富さが大きく減ったりしていないか。

3.3.2 概念化ツール

3.3.2.1 「概念」とは

「概念」は、各「回答要約」で回答者が言いたいことの本質を読み取り、短い言葉で表したものである。言いたいことが類似する「回答要約」は同一の「概念」にまとめられる。

3.3.2.2 概念化ツールの概要

概念化ツールのロジックは下記①～③のとおりである。

- ① 回答要約ツール (3.3.1) により生成された「回答要約」をベクトル化し、グルーピングを行う。
- ② 同一グループ内の「回答要約」について、グループ内に含まれる要素を網羅するサマリ文にまとめる (Chat-GPT-4 を使用)。
- ③ サマリ文を要素ごとに異なる文章に分割したものを、「概念」として出力する (Chat-GPT-4 を使用)。したがって、1つのグループから生成される「概念」は1個の場合も、複数の場合もある。

なお人手による分析では、1つの「回答要約」を複数の観点から解釈し、複数の「概念」を作成することがあるが、開発された「概念化ツール」では、1つの「回答要約」は1つの「概念」にのみ対応している。

3.3.2.3 検証に用いたデータ

まず、自由記述形式で回答された2種類のアンケート結果から計300回答が任意に抽出された。次に、抽出された各回答に対して「回答要約ツール」で「回答要約」を生成し、それを人手で修正したデータが検証に使用された。

3.3.2.4 課題抽出の方針

評価方法の「Step4 概念化」は、「回答要約」について、回答者が言いたいことを読み取り、短い言葉で表すものである。評価者は「回答要約メモ」や、回答者と所属組織の

置かれている状況も念頭に置きながら回答内容を理解し、「概念」を作成することに臨む。

一方、「概念化ツール」では、「回答要約」に対してテキスト分析を行うことにより、「回答要約」のベクトル化とグルーピングを行っていると思われる。そこで、課題抽出の方針は、「概念化ツール」によって生成された概念が、単語の語彙レベルで、グループに含まれる要素を落とさずに抽出しているかという視点で行うこととした。

4. 結果と考察

「回答要約ツール」と「概念化ツール」それぞれに関して、抽出された課題と考察を示す。なお、例示している回答や「回答要約」は、内容を変えない範囲で筆者が表現を一部修正している。

4.1 回答要約ツールに関して抽出された課題と考察

抽出された課題は、大きく2つに分類された。1つは、回答の要約が適切にできないというものであり、4.1.1で述べる。もう1つは、要約はおよそできているものの、安全文化の質的な分析に用いるには十分なものとは言えないというものであり、4.1.2で述べる。

4.1.1 回答の要約が適切にできない場合がある

本節では、生成AIによる要約の際に、要約が適切にできていないという種類の課題を挙げる。抽出された課題を(ア)～(ウ)に、例と共に示す。

(ア) 言葉の欠落

回答中の言葉の一部が欠落し、文章の内容が変わるといふ課題が得られた。例を以下に示す。

(例)

| | |
|-------------|--|
| 回答 | 〇〇事業所は、常に安全でなければならない。また、そこで働く人も同様に社会人(当社社員)としての品位を保たなければ社会からは信用されない。 |
| 生成された「回答要約」 | 〇〇事業所は常に安全でなければならない。また、そこで働く人も社会人としての品位を保つ必要がある。 |

回答の内容は、〇〇事業所で働く人も社会人や社員としての品位を保たなければ社会から信用されない、というものである。しかし、生成された「回答要約」では、回答の下線部の「社会からは信用されない」が欠落しており、それによって、文章の内容が「〇〇事業所で働く人は社会人としての品位を保つ必要がある」という別の意味に変わっている。その結果、回答者の“社会からの信用を大切にしている”という価値観が読み取れなくなっている。

生成 AI による要約において、このような言葉の欠落が起こる理由を推測すると、文章を短くするための方略として、「社会からは信用されない」という内容を重要でないと見做し、省略している可能性がある。その結果、生成された「回答要約」が、回答と別の意味に変わっていると考えられる。

(イ) 文の不適切な統合

連続する 2 つの文が 1 文にまとめられることにより、文意が変わるといふ課題が得られた。例を以下に示す。

(例)

| | |
|-------------|--|
| 回答 | 安全の定義は広いが、〇〇と感ずることが、他部署や上層部との話の中で感じられることがある。そういう中で、このアンケートの位置づけや有効性についても疑問が生ずることがある。 <u>特に若年者は本音ではそういった感想を持っているものが多いと感ずる。経営層は「その内容で本当に大丈夫なのか」というところから入るだけでも、社内雰囲気は変わってくると思われる。</u> |
| 生成された「回答要約」 | 〇〇と感ずることがある。 <u>この状況は、アンケートの位置づけや有効性について疑問を生じさせ、特に若年者はこのような感想を持っていることが多い。</u> 経営層が「その内容で本当に大丈夫なのか」という視点から入ることで、社内雰囲気は変わると思われる。 |

回答の下線部の「特に若年層は本音ではそういった感想を持っているものが多い」といふ文の「そういった感想」が指す内容は、後に続く文が「経営層は『その内容で本当に大丈夫なのか』というところから入るだけでも、社内雰囲気は変わってくると思われる。」であることから、文の冒頭の〇〇の部分の指していると解釈することが妥当である。しかし、生成された「回答要約」では、「アンケートの位置づけや有効性に対する疑問」を指していると読み取れる文に変わっている。

この「回答要約」が生成された理由を推察すると、「回答要約」では、回答の「そういう中で、このアンケートの位置づけや有効性についても疑問が生ずることがある。」という文と「特に若年者は本音ではそういった感想を持っているものが多いと感ずる。」という文が接続されている。これは、生成 AI が要約を行う際、文章を短くするために行われた操作と推測されるが、その結果として指示語の指し示す内容が異なるように読める「回答要約」が生成されている。

(ウ) 情報の補完が必要

質問紙調査の自由記述回答では、質問文に答える形で簡略に回答が書かれていることがあるが、その場合、質問文に含まれる内容が補われずに、適切な「回答要約」が生成されないという課題が得られた

(例)

| | |
|-------------|---|
| 回答 | 取り組んでいると思うが、引き続き、海外等での取り組みも参考に、より適切なアプローチをすべきと思う。 |
| 生成された「回答要約」 | 取り組みは進んでいるが、海外の取り組みも参考に、より適切なアプローチが必要だと思う。 |

回答は、「取り組んでいると思うが(略)」と、質問文に答える形で書き始められている。そのため、何に「取り組んでいる」と言っているのかわからない「回答要約」が生成されている。また、回答の文章だけでは、回答者の職位や年齢、所属する部署はわからないが、回答者の属性によって回答の意味するところが変わってくる場合もある。

このように、質問紙調査の自由記述回答では、回答として書かれた文章だけでなく、質問文に含まれる内容や、回答者の属性などの情報を合わせて理解しないと適切な「回答要約」が生成できない場合がある。しかし生成 AI による要約では、それらに対応した「回答要約」は生成されていない。

4.1.2 安全文化の質的な分析に用いるには、十分とはいえない場合がある

本節では、文章の要約はおよそできているものの、安全文化の質的な分析に用いるには十分とはいえない、という種類の課題を挙げる。抽出された課題を(エ)～(ク)に例と共に示す。

(エ) 回答者の思いや置かれている状況を示す情報の欠落

回答中の言葉の一部が欠落し、回答者の思いや置かれた状況を考察するための情報が少なくなるという課題が得られた。例を以下に示す。

(例)

| | |
|-------------|---|
| 回答 | 従前に比較して、各役職者が自発的・自律的に業務を遂行し、改善マインドを向上させている。自職場の優れている点としてはチームとしての結束力、自由な議論と係間の連携力と考えている。 <u>これは、チームとして業務を遂行する特質から自ずと培われた強みと認識している。</u> |
| 生成された「回答要約」 | 各役職者が自発的に業務を遂行し、改善マインドを向上させている。自職場の強みはチームの結束力、自由な議論、係間の連携力だと考えている。 |

回答の下線部に示す「これは、チームとして業務を遂行する特質から自ずと培われた強みと認識している。」という内容が、生成された「回答要約」では欠落している。そのため、回答者の職場では業務が恒常的にチームとして行われており、回答者は“チームで業務を行う”というその状況が、職場の優れた点である結束力、自由な議論、連携力を培ったと考えていることが読み取れなくなっている。

このような、文章の一部の欠落が起こる理由を推測すると、4.1.1 (ア)と同様に、生成AIによる要約の際に、文章を短くするための方略として、下線部の内容が重要でないと見做され、省略されていると思われる。しかしその結果として、生成された「回答要約」には、回答者の思いや置かれた状況についての内容が欠落し、分析に活用できる情報が少なくなっている。

一般に、自由記述回答では、文章の文脈が必ずしも整然としたものでない場合がある。また、例えば、相反する状況や思いを重ねて記述することによって、回答者の置かれた複雑な状況や、自身の葛藤を表現しようとするなど、言葉や文をいくつも重ねることによって複雑な状況や思いを表現することもある。そういった文章では、単に文章の一部を省略するという方略による要約では、回答者の置かれた状況や、複雑な思いを抽出することは難しい場合があると考えられる。

(オ) 強弱表現の欠落

強弱表現が欠落することにより、回答者の思いやその強さが伝わらず、回答全体の印象が変わるという課題が得られた。例を以下に示す。

(例)

| | |
|-------------|---|
| 回答 | 比較的風通しが良い組織と思うが、〇〇課××課、△△課ー□□課の間での連携をより密にして、課題を早期解決していこうというマインドの醸成がより一層必要と思う。 |
| 生成された「回答要約」 | 組織は風通しが良いが、〇〇課と××課、△△課と□□課の間の連携を強化し、課題の早期解決を目指すマインドの醸成が必要と感じている。 |

生成された「回答要約」では、回答の下線部の「比較的」や「より一層」といった、程度や強弱を表す表現が欠落している。

また、上記の例以外の「回答要約」でも、「どんどん」「ようやく」「かなりの」といった、回答者の思いや、思いの強さを表す言葉の欠落が見られた。一般に、要約することにより、強弱表現は省略されがちになると思われる。しかし安全文化の評価では、回答者の考えや思いの強さも含めてデータから読み取り、回答者の置かれている状況を理解することが重要と考えられる。強弱表現が省略されることによって回答者の思いやその強さが伝わらなくなり、データが全体として平板な表現になり、印象が変わってしまう可能性がある。

(カ) 言い換えによるニュアンスの変容

回答の表現が言い換えられ、意味やニュアンスが変わるという課題が得られた。例を以下に示す。

(例)

| | |
|-------------|--|
| 回答 | 安全文化とは、社員ひとりひとりで構築するものであり、会社のルール・仕組み作りとして具体化できるものもあれば、雰囲気作りのような目に見えないものもある。また、安全文化に対する考え方は人それぞれで違う部分もあるため、それぞれの持つ考え方をディスカッションすることが重要だと思う。 <u>安全文化に問題を抱えていると、いずれ実際の問題や不具合として表出することとなるので、安全にかかわるあらゆる事につながる根幹的なものであることを皆で認識しなければならないと思う。</u> |
| 生成された「回答要約」 | 安全文化は社員一人一人で作るもので、具体的なルールや仕組みだけでなく、目に見えない |

| | |
|--|---|
| | い雰囲気作りも含まれる。人それぞれの考え方をディスカッションすることが重要で、問題を抱えていると <u>実際の問題や不具合として表出する可能性がある</u> 。安全に関わる全ての事につながる根幹的なものであるとの認識が必要だ。 |
|--|---|

回答の下線部の「いずれ表出する」という表現からは、いずれ必ずそうなるというニュアンスを読み取ることができる。しかし、「回答要約」では、下線部が「表出する可能性がある」に言い換えられており、いずれ必ずそうなるというニュアンスは読み取れなくなっている。

このような言い換えが起こる理由を推察すると、生成AIによる要約の際に、特殊な表現から、より一般的な使われる頻度の高い表現に置き換えられていくためではないかと思われる。しかしそれによって、生成された「回答要約」が、元の回答とは別の意味になる可能性がある。

(キ) 言い換えによる解釈可能性の狭まり

複数の意味に解釈できる回答の文が、特定の解釈の文に言い換えられ、回答の解釈可能性が狭められるという課題が得られた。例を以下に示す。

(例)

| | |
|-------------|---|
| 回答 | <u>予算、時間の制約がある中で安全最優先とするとはどういうことかを常に考えて行動しなければならない</u> 。周囲の若いメンバーとは常日頃から考えていきたいと思います。 |
| 生成された「回答要約」 | <u>予算や時間の制約がある中でも安全を最優先に考えて行動する必要がある</u> 。若いメンバーとも常にこの考えを共有したい。 |

回答の下線部の「予算、時間の制約がある中で安全最優先とするとはどういうことかを常に考えて行動しなければならない」という文は様々な解釈が可能である。例えば「安全を最優先に考えて行動する必要がある」とも解釈できる一方で、「安全優先を前提としつつ、予算や時間の制約とのバランス点を探る難しさや悩ましさを感じている」とも解釈できる。しかし、生成された「回答要約」では、「安全最優先の行動をする」という特定の解釈を表す文となっている。

質問紙の自由記述回答では、微妙な言い回しの中に、回答者の思いや考え方が表現されていることがある。さらに、質問紙の自由記述回答のような文章では、回答者の言いたいことが十分に言語化し切れていないこともある。その場合、評価者はデータを丁寧に読み、他の様々なデータと合

わせて解釈することによって、回答者の意図や置かれている状況を理解しようと試みる。そのため、多様な解釈が可能な回答を、特定の解釈の表現に言い換えた「回答要約」は、解釈の幅を狭め、その後のデータの解釈を難しくすると考えられる。

(ク) 特徴的表現を抽出しない

評価者（人間）が回答を読んだ際に、安全文化の特徴をとらえるために重要と感じる内容や、特徴的な表現が抽出されないという課題が得られた。例を以下に示す。

(例)

| | |
|-------------|--|
| 回答 | (略) コスト削減する際でも技術者として安全の視点で問題ないかは必ず確認するようにされており、リーダーの考えとして深く浸透していると感じており、概ね良好であると考えている。 |
| 生成された「回答要約」 | (略) コスト削減の際も安全性を確認し、リーダーの考えが深く浸透していると感じている。 |

生成された「回答要約」では、回答の下線部が欠落している。しかし「技術者として安全の視点で問題ないか」という表現からは、回答者が技術者としての責任感を大切にしていることが読み取られ、特徴的な表現と感じられる。このように評価者（人間）が回答を読んで「気になる」「引っかけると感じる内容」は、しばしばその後の分析のポイント、参考となることがある。評価者（人間）がそのような感覚を持てるのは、評価者の持っている一般的な常識や、組織や文化についての知識、分析対象である自分の組織についての知識や経験、さらには問題意識が、暗黙のうちに活用されているためと思われる。一方で、「回答要約ツール」で使用された生成AIはそれらの知識を持っていないため、人間の評価者のように情報を検出することは難しかったと考えられる。

4.2 概念化ツールに関して抽出された課題と考察

「概念化ツール」に検証用の300個のデータを入力したところ、79個のグループ（1つのグループに含まれる「回答要約」の数は1個～10個）に分類され、150個の概念が生成された。

安全文化を質的に分析する観点から抽出された課題を、(ケ)～(コ)に例とともに示す。例は、まず、1つのグ

グループに分類された「回答要約」を表に示し、次に、そのグループから生成された「概念」を記載する。

(ケ) 要約時の重心の置き方が適切でない

グループに含まれる要素から、評価者（人間）が回答を読んだ際に、重要と感じる内容に重点を置いた要約がされないという課題が得られた。例を以下に示す。

(例) グループ 6 に分類された「回答要約」

| No. | 「回答要約」 |
|-----|---|
| 23 | ルールを守っていれば必ず安全というわけではなく、ルールを適用することが安全かどうかを考えて行動し、必要なら改善する文化を醸成する |
| 24 | 手間や時間がかかっても、確実にルールを遵守している。良い安全文化が形成されていると感じています。 |
| 25 | 必要なルールが定められ、運用実態や外部環境を踏まえた改善が図れている |
| 26 | 社内ルールを遵守することは当然だが、安全を確保するための実効性のあるルールとなると、限られたものとなるため、求められている内容が曖昧である。 |
| 27 | ルールの見直しは行われており、不適合も頻発していない |
| 28 | a 係では、ルール遵守に関しては問題ないが、多忙が原因でルールの根底にある考え方への理解やルールの実効性の検証、見直しに弱みがあると感じている。b 係では、業務に係るルールの見直しを適宜実施している。関係部署や他事業所にも確認し、円滑かつ確実に運用できるルール化を日々模索している。 |
| 29 | 社内標準等のルールは遵守されており、ルールを意識した業務遂行ができています。リスクの観点では社内標準を見直す機会を設けるなど、活動を強化している。 |
| 30 | ルールを守るのは当然との意識があるが、ルールに疑問を持つ余裕はなく、前例通りの対応に陥りがち。役職者はルールの根拠を問いかけるようにしている。 |

グループ 6 からは、次の 2 つの「概念」が生成された。

- ・ ルールの遵守は当然とされているが、ルールの実効性や根底にある考え方への理解、改善や見直しに対する意識が必要である
- ・ ルールを適用することが安全かどうかを考える文化の醸成が求められている

グループ 6 には、ルールを遵守しているという内容の回答要約（例えば No.24）や、ルールが遵守されていることは前提とした上で課題を述べる内容（例えば No.28）の「回答要約」が多く含まれている。従ってグループ 6 に対しては、「ルールが遵守できている」というポジティブな面を抽出した「概念」の生成が求められる。

しかし、生成された「概念」の 1 つ目では、文の前半に「ルールの遵守は当然とされているが」という言葉があるものの、文全体としては、後半の「ルールの実効性や根底にある考え方への理解、改善や見直しに対する意識が必要である」という部分に重点が置かれている印象を受ける。また「概念」の 2 つ目にも、「ルールが遵守できている」という内容は含まれていない。従って、これら 2 つの「概念」では、グループ 6 に含まれている、「ルールが遵守できている」という内容に重点を置いた要約にはなっていない。その結果として、「ルールが遵守できている」という安全文化の特徴をとらえるために重要な情報が抽出し切れていない。

(コ) 少数意見が抽出されない

グループに含まれる要素から、少数意見が抽出されないという課題が得られた。例を以下に示す。

(例) グループ 14 に分類された「回答要約」

| No. | 「回答要約」 |
|-----|--|
| 69 | アンケートの有効性について疑問が生じることがあり、特に若年者はその感想を持っている。経営層はコストよりも安全性を優先するべきである |
| 70 | 安全文化が二の次にならないように日々の業務に取り組み、安全文化を醸成していきたい |
| 71 | 業務において安全文化を考慮することが常に求められている。 |
| 72 | 安全文化アンケート結果から、常に危険やリスクの意識を持ち、不具合の発生を防ぐ行動が求められている。 |
| 73 | 安全文化は社員一人ひとりの取り組みによって構築され、会社のルールや仕組みだけでなく、雰囲気作りも重要。また、安全文化には個々の考え方の違いもあり、ディスカッションが必要。問題を抱えると実際の不具合につながるため、安全に関わる重要な要素として認識すべき。 |
| 74 | 予算や時間の制約があったとしても、安全を最優先に考えて行動することが重要であり、特に若いメンバーと協力して安全文化を育んでいく必要がある。 |
| 75 | 安全文化の構築は自らの行動から始まるとの信念を持ち、日々の業務を通じて安全について考える職場環境を作りたい。 |
| 76 | 安全文化を重視する一方で、細かな規制に対しては疑問を感じる。重要な部分は守るべきだが、細かすぎる規制は見直すべきではないか。 |
| 77 | コストと安全文化の両立は難しいが、コストによる安全文化への影響を避けるために幹部で議論する必要がある。 |
| 78 | 所属長中心となって現場の安全確保や安全ディスカッション等を通して安全文化の向上が図れており、職場の風通しの良い職場となっている。 |

グループ 14 からは、次の 2 つの「概念」が生成された。

- ・ 全社員の取り組みと意識改革が安全文化の醸成と維持に必要で、特に若年層の意識改革が重要
- ・ コストや細かな規制が安全文化の構築に影響を及ぼす可能性がある

生成された 2 つの「概念」には、ディスカッションの重視や風通しの良さといった、少数意見ながら重要な情報が欠落している。質的な分析では、例えば少数の意見であっても、組織にとって有用な視点を提供する意見である場合もあるため、少数意見だからとるに足りない意見だとして切り捨てることはできない。しかし、生成 AI による要約では、少数意見はグループを代表する要素ではないと見做され、省略される可能性がある。

5. 総合考察

4 章の分析・考察の結果、生成 AI による要約に関連する課題が抽出された。そこで本章では、生成 AI による要約の機能に着目して、得られた課題を整理し考察する。

まず、生成 AI による要約では、「言葉の欠落(4.1.1(ア))」、「文の不適切な統合(4.1.1(イ))」という課題が得られた。これは、「重要でないと見做した言葉は省略する」、「統合可能な文は統合する」など、生成 AI による要約の方略によるものと推察できる。しかしその結果、回答とは別の意味の「回答要約」が生成され、回答者が本来伝えたいと思っている内容が汲み取れなくなる可能性がある。そのため、現時点では、生成 AI の出力を人間が確認することが求められる。

次に、「情報の補完が必要(4.1.1(ウ))」という課題が得られた。質問紙調査の自由記述回答では、質問文に答える形で簡略に回答が書かれていることがある。回答の内容を理解するためには、回答として書かれた文章だけでなく、質問文の内容や、さらには回答者の属性などの情報を合わせて理解する必要がある。そこで、質問紙による自由記述回答を生成 AI に要約させる際には、質問文や回答者の属性といった情報を与えることで、適切に要約されると考えられる。

次に、生成 AI による要約では、「回答者の思いや置かれている状況を示す情報の欠落(4.1.2(エ))」、「強弱表現の欠落(4.1.2(オ))」、「言い換えによるニュアンスの変容(4.1.2(カ))」、「言い換えによる解釈可能性の狭まり(4.1.2(キ))」、「少数意見が抽出されない(4.2(コ))」といった課題が得られた。これらの課題は、生成 AI による要約で

は、実際の評価者が分析・評価を行う時に手掛かりとしていられると思われ、細やかな具体性やニュアンス、また少数ではあっても重要な意見であり得る情報が欠落する可能性があることを示している。そのように要約される理由は、生成 AI が要約を行う際の方略と推察される、「重要でないと見做した言葉は省略する」、「特殊な表現から、より一般的で使用される頻度の高い表現に置き換える」、「少数意見はグループを代表する要素ではないと見做し省略する」ことによるものと思われる。このように、細やかな具体性等が欠落した「回答要約」や「概念」は一見どの組織にも当てはまるような内容を表現したものとなり、組織の特徴を読み取ることが難しくなると思われる。従って、生成 AI による要約の強度を、上述の情報が欠落したり変容したりしない程度に下げたり、あるいは、生成 AI が生成した「回答要約」や「概念」を評価者が解釈するときには、自由記述回答と見比べて行ったりする、といった工夫が必要である。

最後に、生成 AI による要約では、「特徴的表現を抽出しない(4.1.2(ク))」、「要約時の重心の置き方が適切でない(4.2(ケ))」といった課題が得られた。これらの課題が示唆することは、評価者(人間)は、分析・評価を行うときに、自身の持っている一般的な常識や、文化や組織についての専門的な知識、評価対象である自分の組織についての知識や経験、さらには評価者の問題意識を暗黙のうちに活用しているということである。自由記述回答のどこに着目し、どのように解釈するかには、評価者の知識や経験、そして問題意識が深く関わっている。そのような情報を生成 AI に学習させること、特に、人間の問題意識を生成 AI に学習させることは現時点では実現されていないと思われ、人間による関与が必要な点と考えられる。

6. 今後の課題

本稿では、生成 AI による要約の機能に着目して課題を整理した。本節では要約以外の観点から課題を述べる。

まず、「概念化ツール」によって「回答要約」をどのようにグループ化できるかは、重要な点の 1 つである。今回開発された「概念化ツール」では、一般的なテキスト分析の技術が使われていると思われる。もしそれに加えて、例えば「業務分担を明確にしている」、「リスクを抽出し、評価し、対処する仕組みがしっかり整えられている」、「重要な判断はルールに従って確実に行っている」という 3 つの「回答要約」に共通性を見出してグループ化し、そこから「この組織では、重要と考えていることを仕組みとして取り決め、しっかり守ることで実施している」といった要素

を抽出するといったことができれば、3つの「回答要約」に意味内容の共通性を見出しているといえ、評価者の気づいていない視点を提供できる可能性がある。

次に、本稿では、生成AIによって生成された「回答要約」や「概念」では細やかな具体性等が欠落し、どの組織にも当てはまるような内容を表現したものとなり、組織の特徴を読み取ることが難しくなる可能性があることを述べた。ただし、本稿で扱った安全文化の評価方法は、本来、現場の職員が評価者となって、組織を自己評価することを想定している。そのため、細やかな具体性等が欠落した「回答要約」や「概念」であっても、その組織に所属している評価者、または、所属した経験のある評価者であれば、評価者自身が持っている職場についての知識や経験に照らして解釈することができ、安全文化を評価できる可能性がある。その場合には、評価者に対して更にもどのような支援が必要であるかを確認したり、あるいは、本稿で述べた、“評価方法の一部の Step を代替させる”以外の方法も含めて検討したりすることによって、生成AIの効果的な活用につながられると思われる。

最後に、評価者が人手で「回答要約」や「概念化」を行う場合は、その作業を通して一つひとつのデータから回答者の思い、考え方、価値観、置かれている状況を読み取り、解釈を重ねることによって分析が深められている。そのため「回答要約」や「概念」の作成を評価支援ツールによって代替した場合、評価者がデータを多様な視点から検討する機会が減り、「概念」間の関係性を考察して、安全文化の最終的な評価を行うこと（組織文化の特徴を文章として記述し、安全の観点から評価すること）の難易度が上がる可能性がある。生成AIの活用を検討するときには、こういった点も考慮に入れる必要がある。

本稿で抽出した課題については、生成AIに与える指示を工夫することで対処可能なのか、それとも、人間にしかできなかったり、人間が行う方が評価全体にとって効果が高かったりするものかを整理する必要がある。それを基に、評価において生成AIと人間がそれぞれ何を行い、どのように組み合わせっていくことが最も効果的な結果をもたらすかを検討していくことが重要と考える。

引用文献

- International Atomic Energy Agency (2016). *Performing Safety Culture Self-assessment*, Safety Report Series No.83.
- International Atomic Energy Agency (2002). *Safety culture in nuclear installations Guidance for use in the enhancement of safety culture*, IAEA-TECDOC-1329
- D.M.フェッターマン・A.ワンダーズマン. 笹尾敏明 (監訳)・玉井航太・大内潤子 (訳) (2014). *エンパワーメント評価の原則と実践—教育, 福祉, 医療, 企業, コミュニティ介入プログラムの改善と活性化に向けて—* 風間書房.
- 竹内みちる (2012). *組織の安全文化 (安全風土) 評価・測定の手法に関する試論*. *INSS Journal*, 19, 10-19.
- Guldenmund, F. W. (2000). *The nature of safety culture: A review of theory and research*. *Safety Science*, 34, 215-257.
- 高城美穂・余村朋樹・前田典幸・井上枝一郎, *組織の安全文化の自己評価方法の検討*, 日本リスク学会第34回年次大会講演論文集, Vol. 34, (2021)
- 狩野芳伸, *AI 研究の新たな航路: シニア編集委員の抱負と自然言語処理の展望*, *人工知能*, 39 巻 1 号, (2024), pp.8-9.
- OpenAI, *GPT-4 technical report*, *arXiv preprint arXiv:2303.08774* (2023)
- 土井智暉・谷中瞳, *自然言語処理を用いたナラティブ分析の可能性*, *人工知能*, 39 巻 5 号, (2024), pp.608-614.
- 野中郁次郎・竹内弘高 (著)・梅本勝博 (訳) (2020). *知識創造企業 (新装版)* 東洋経済新報社
- Polanyi, M. (1966). *The Tacit Dimension*. London: Routledge & Kegan Paul [高橋勇夫訳『暗黙知の次元』ちくま学芸文庫, 2003年].
- 平綿素望・大谷紀子・岡部大介, *生成AIを用いた質的研究法のデータ分析に関する検討*, *東京都市大学横浜キャンパス情報メディアジャーナル = Journal of information studies*, Vol.25 (2024)

現場観察を伴う安全活動に関する一考察

A study on safety activities conducted with on-site observations

松井 裕子*1

要約 本稿では、現場観察を伴う安全活動について、代表的な現場パトロール、対話型パトロール、マネジメントオブザベーション (MO) を概説するとともに、実際に産業界で行われている活動事例の目的と実施方法を整理した。その結果、現場観察を伴う安全活動の目的が、リスク検出や作業改善、信頼関係の構築、組織的な課題の発見、教育訓練や学習など多岐にわたるため、目的に応じた実施方法の選択が必要であることを指摘した。特に継続的な改善や組織的な改善を重視する場合、信頼関係と相互尊重に基づく観察が安全文化にとっても労働災害防止にとっても重要であると考えられる。

キーワード 安全パトロール, マネジメントオブザベーション, 行動観察

Abstract This paper provides an overview of safety activities involving on-site observation, addressing representative practices such as site patrols, dialogic patrols, and management observations (MOs). It also organizes the objectives and implementation methods of actual activities conducted in industry. The analysis shows that the purposes of safety activities incorporating on-site observation are diverse, encompassing the detection of on-site risks, improvement of working environments, building of trust relationships, identification of organizational challenges, training in risk detection, and learning best practices. Accordingly, it is argued that selecting implementation methods based on the intended objectives is essential when conducting on-site observation.

Keywords Safety patrol, management observation, behavioral observation

1. はじめに

現場パトロールをはじめ、現場観察を伴う安全活動は多くの職場で導入されている。しかし、その目的や効果、実施方法は多様であり、活動目的が不明確であったり、目的に合わない方法で実施されると、活動の実施自体が目的化して形式的になったり、現場の作業者との信頼関係を損なうなど、望ましくない効果にもつながる可能性がある。

本稿では、現場観察を伴う安全活動について、目的に応じた活動方法の選択に向けて、その目的や実施方法について整理する。

2. 現場観察を伴う安全活動

現場観察を伴う安全活動の代表的な例として、最も一般的と思われる現場パトロール、近年増えつつある対話型パトロール、また原子力産業界で推奨されているマネジメ

ントオブザベーション (以下、MO と記載する) を取り上げ、概説する。

2.1 現場パトロール

現場観察を伴う安全活動の典型は、現場パトロールであろう。安全パトロールや安全巡視等とも呼ばれる。

現場パトロールは、化学工業界向けに書かれた安全衛生マニュアル (厚生労働省, 2011) によれば、「主に目で見えてわかる不安全要素について、現場に存在する顕在化した、或いは潜在化している災害の芽をチェックリストを用いて確認し、探し、潰すこと」が役割であり、①現場に災害の危険がないかを確認する、②安全衛生会議や朝礼などで指示された事が現場で実際に行われているかを確認する、③現場作業にあたり適度な緊張感や集中力を維持する、といった効果を期待されている。あわせて、現場との「よい関係」を築くこと、パトロール実施者が服装や態度などについて作業者の模範となること、厳しい目での視察の一

*1 (株) 原子力安全システム研究所 社会システム研究所

方で、特に組織の上位者はよい事例をほめることも勧められている。チェックすべき点は①作業の不具合、②設備・機械の不具合、③規則、ルールの遵守状況とされる（厚生労働省、2011）。

これらのことから、一般的な現場パトロールでは、主に現場における作業手順や作業環境、設備、作業者の行動など、比較的、即時的あるいは短期的な改善を目的とする場合が多いと考えられる。

また、誰が実施者となるかという観点から、①工場長パトロール、②工事責任者パトロール、③熟練者や専門家によるパトロール、④化学会社、協会²の合同パトロール、⑤協会パトロールなどの種類があり、それぞれの役職や技能に応じた目で現場を見ることが期待されている。

2.2 対話型パトロール

近年は、従来の一方的な指導や指摘のような「取締り型」（西坂、2017）のパトロールから、対話を通じて作業者自身に考えてもらい納得して行動してもらうことを目指した対話型パトロールを行う事業所も増えてきている。

例えば JFE プラントエンジ（株）では、パトロールの中に、「当事者の良いところをほめる」「観察者が心配な点を伝える」「当事者から改善案を話してもらう」「当事者から改善案の実施を約束してもらう」というステップが組み込まれ、作業者自身に改善案を考えてもらうことによって、より効果的に作業者の行動変容につなげようとしている（西坂、2017）。

また、（株）レゾナック彦根川事業所で行われている対話型安全巡視では、管理者側が「いつも安全作業ありがとう」（安全作業の推奨）、「困っていることがあればお手伝いしますよ」（奉仕の気持ち）、「良いところは参考にしたい」（学びの精神）という気持ちで作業者に接することを重視している。このような関わり方を通じて信頼関係を築き、現場の実情をより深く知ることで、管理者側と作業者側の双方が納得できる対策をうつことができると考えられている（株式会社レゾナック 彦根川瀬事業所、2024）。

これらの対話型パトロールでは、作業観察を行う側のスキルや知識も重視される。上述の事例でも、パトロールの実施者は「作業者との対話技術」（西坂、2017）を「対話パトロールマニュアル」などで学んだ上で実践を通じて対話パトロールの実践能力の向上を図ったり（西坂、2017）、納得できる対話のために、現場を観察する視点や過去事例、対話の内容（行動の背景、良い行動はほめる）等の講習を受け、資格を取得する仕組みとなっている（株式会社レゾナック 彦根川瀬事業所、2024）。

このように対話型パトロールでは、パトロールの実施者である管理者と作業者の信頼関係を土台として、双方が納得できる実効性のある対策を実行していこうとするところに特徴があると言える。また、そのために管理者側にもスキルや知識が求められている。

2.3 マネジメントオブザペーシオン（MO）

米国原子力産業界では、現場での行動観察は組織の潜在的弱点を発見するためのマネジメントツールの一つとして位置づけられる。組織的弱点とは、現場作業における作業者のエラーを誘発したり、エラーや不安全行動の結果の重大さを軽減できないような作業環境や作業条件を生み出す組織プロセスや組織の価値観である。現場での行動観察は、このような組織としての仕事のプロセスや価値観の欠陥を発見する機会であると考えられている。

例えば米国エネルギー省（DOE）が発行した”Human Performance Improvement Handbook Volume2: Human Performance Tools For Individuals, Work Teams, And Management”（DOE-HDBK-1028-2009）には、マネジメント側が行う行動観察の目的について、以下のように述べられている：「個人の作業パフォーマンスを現場で観察することは、組織が現場の作業をどの程度支援しているかについての情報を得るのに適した方法である」「マネジメントによる行動観察の目的は、作業準備、作業慣行、作業パフォーマンスの質と有効性をレビューすることである。人を批判したり、評価したりすることが目的ではない。したがって、このような観察の主な目的は、作業を行う個人をモニタリングしながら、組織的な仕事のやり方（作業環境、ツールなど）を改善する機会を特定することである」。そして、観察対象として、「作業者の慣行や注意力」だけでなく、「仕事全体」「現場の背景事情、潜在的なハザード、作業活動に関連する管理など」を挙げている。

このように、MO では作業者個人を観察対象とするが、観察された好ましくない行為は、組織のサポートが十分でなかったり、組織の価値観が実態として安全を重視するものになっていない可能性を示すサインとみなされる。現場での期待事項にそぐわない行為の是正ももちろん行われるが、MO は、現場作業をより安全で高品質にするためにマネジメント層ができることを見つける機会としての意味合いが強いものと言える。

3. 現場観察の多様な目的

上述の現場観察を伴う安全活動の代表例だけを見ても、

² 化学会社の構内に事業場を構える関係請負人が主として参加する自主組織であり、労働災害防止の教育や各種情報交換を行っている（厚生労働省、2011）。

主に現場の問題に注意を向けるものからマネジメント側の課題に注目するものまで存在することがわかる。実際に産業界で行われている活動では、更に多様な目的が設定されている可能性があるため、ここでは実際の産業界の事例に基づき、目的の多様性について検討する。

3.1 産業界の活動事例に見る目的

実際に産業界では現場観察を伴う活動がどのような目的で行われているのかを知るために、2023、2024年の全国産業安全衛生大会で発表された活動を調査した。2回分の発表のうち、本文中に「パト」「巡視」「巡回」「観察」の単語を含む発表69件から、行動観察を伴う安全活動で目的が読み取れる37件を抽出した。

記述された目的を内容の類似性で分類したところ、以下の11種類に整理された(括弧内の数字は件数を表す*)：①リスク検出能力の向上(10)、②作業方法や作業環境を改善する(7)、③管理者と現場で認識を共有する(5)、④ルールを遵守させる(5)、⑤他職場の良好事例を学習する(4)、⑥作業実態を把握する(3)、⑦管理者の姿勢を示す(2)、⑧過去の対策が維持されているか確認する(2)、⑨管理者が現場の状況を知る(2)、⑩投資すべき安全衛生課題を見出す(1)、⑪安全衛生活動の年間計画の進捗を確認する(1)。

これらのうち、②④⑥は一般的な現場パトロールの改善対象、③⑨は対話型パトロールで重視される事項、⑦⑩⑪はマネジメント側の課題抽出と関係すると考えられる。また、①⑤⑧からは、教育訓練や組織学習の観点からも現場観察を伴う活動を行う場合が少なからずあることがうかがえる。

3.2 観察の目的となり得る事柄

このように、実際に行われている現場観察を伴う活動の目的は多岐にわたる。前述した現場パトロール、対話型パトロール、MOの特徴もふまえると、現場観察を伴う活動の目的になり得る事項は、以下のように大別することができる。

(1) 現場のリスクの発見と是正

現場パトロールの役割として挙げられている現場作業におけるリスクの発見と是正は、現場観察を伴う活動の最も一般的で根幹となる目的といえる。目に見える現場の不安全要素の検出および作業手順やルールの遵守状況の確認は、事象や災害につながるリスクに対処するための直接的な手段である。これにより当該の現場が一定水準の安全な状態に保たれることを期待できる。

(2) 作業環境や手順の継続的改善

対話型パトロールの目指す納得感のある改善は、作業者に考えさせることによって、その後の自発的で継続的な改善を目指すものと言える。また、3.1に見られた管理者と現場の認識の共有(③)、作業実態を把握する(⑥)は、現場での指摘や是正を超えて、観察や対話を通じてより本質的な改善の継続を目指すものといえる。また他職場の良好事例の学習(⑤)も、組織的学習を通じてより安全な職場を目指すことにつながる。このような、その場限りでない継続的な改善へ向かう努力は、現場全体の安全文化醸成の要件の一つでもある。

(3) 管理者と作業者の認識共有および信頼関係構築

前項(2)で述べた本質的で継続的な改善においては、特に管理者と作業者の間の対話を通じて、管理者層が現場の実情を理解した上で課題を共有すること(③⑥⑨)、現場の安全を重視する姿勢を示すこと(⑦)も合わせて達成すべき目的となり得る。管理者が現場の実情を理解しようとする態度は、作業者にとっては自分たちが尊重されていると認識することにもつながり、問題提起や改善提案をしやすくしたり、前項(2)で述べたような自発的で継続的なリスク低減に対する動機付けを高めることが期待できる。

(4) 組織的な課題抽出とマネジメント層の意識改革

MOのように、個々の作業者の行動観察を通じて組織の潜在的な弱点や安全文化の問題点を明らかにし、管理層の行動変容や方針改善を促すことも作業観察を伴う安全活動の重要な目的の一つである。3.1で示された投資すべき安全衛生課題の発見(⑩)、年間計画の進捗確認(⑪)も含まれるといえる。現場では解決できない問題や組織的な課題の解決は、安全管理システム全体の最適化を通じて広範囲により影響を与えることが期待できる。

(5) 教育訓練と組織学習の促進

産業界での活動には、リスク検出能力の向上(①)や他職場の良好事例の学習(⑤)を目的としたものも多く見られた。多くの現場作業を観察することは、机上の知識と現場の状況を関連付けて不安全な要素や変化に気づきやすくなることにつながる。また、多様な良好事例を知ることによって、パトロール実施者が現場の作業者の相談に応えやすくなり、現場からの問題提起やよりよい課題解決を可能にするだろう。

以上のように、現場観察を伴う安全活動の目的は、現場作業の状況の把握から、組織学習に至るまで多面的である。これらの目的は排他的でなく互いに関係してはいるが、現場観察を計画する際には優先する目的を明確にし、それに応じて実施方法を選択、設計することが重要となると考える。

*3 複数の目的が記述された活動もあるため、カッコ内の数値の合計値は全件数とは一致しない。

4. 設計要素としての実施方法

現場観察を伴うパトロールや MO の実施方法については、複数の検討すべき要素があると考えられる。パトロールの詳細な実施方法についての公開された資料は少ないが、ここでは、予告の有無、集団か/個別か、観察時間の長短、対話の有無を取り上げて考察する。

4.1 予告の有無

予告の有無については、しばしば、予告するといつもより入念に準備をしたり、都合の悪い作業は避けるなど、実態を見ることが難しくなるという予告によるデメリットが指摘される。抜き打ちでは、事前準備ができないため、より実態に近い姿を見ることができるとも考えられる。一方で、予告されてしっかり準備することで、普段からできていないところに作業者自身が気づいたり、納得して指摘や承認を受け止めることができるという考え方の事業所もある（徳川, 2024）。この事業所では、抜き打ちのデメリットとして、指摘事項に納得ができなかったり、その場だけの是正にとどまってしまう可能性を懸念している。

普段の作業実態を目に見える形で把握し、その場で是正したい場合には、予告せずに観察の方がよいと思われる。しかし、作業者の気づきを促したり納得感を高めたい場合には、予告することが有効な場合も多いと考える。例えば、いつもより入念に準備したりする中で「本来はこうあるべき」に気づく機会となる可能性がある。特に経験の浅い作業者にとっては「本来どうあるべきか」を実体験する機会は重要と思われる。また、予告に備えて取り繕うことができる場所よりも、取り繕ってもできないところや取り繕うべきなのにそのように認識されていないところがあれば、それも重大な問題であるように思われる。きちんとやってみると案外効率もよいことを実感する機会になる場合もあるかもしれない。

4.2 集団か個別か

現場観察を集団で行うか個人で行うかも、実施方法として検討する対象となり得る。集団で実施する場合、参加者のスケジュール調整が難しくなったり、大掛かりになってイベント感が強くなる可能性がある。一方で組織的な取り組みとして認識されやすくなるので、会社の姿勢を表したり、多忙な管理者が現場へ行く時間を確保するという観点からは利点があるように思われる。個別で実施する場合は、スケジュール調整が不要な分、実施しやすくなり、全体としては頻度が高くなることを期待できる。その反面、人によるばらつきが生じやすくなったり、観察対象が偏る

可能性が高くなりやすいため、実績管理が必要になったり、観察目的の共有、観察者のスキルの向上の重要性が増すかもしれない。また、個別のパトロールでは、現場で作業者と会話しやすくなる傾向にあるという事例もあり、作業者との関係性を築くには有利といえる。

4.3 観察時間の長さ

現場を観察する時間の長さには、気軽に短時間立ち寄り程度のものから、数時間にわたって行われるものまである。観察時間が短い場合、観察する側、される側双方の負担感は少なくなると考えられる。その分、高頻度で観察できる場合には、観察されることに慣れる可能性が高まったり、様々な状況を観察可能になることが期待できる。しかし、特に観察者の知識や経験が不十分な場合、観察時間が短いと一時的な状況や整理整頓など目につきやすい状況に目が向きやすくなり、本質的なリスクの検出が難しくなる可能性がある。一方、観察時間が長い場合、観察自体は、回数を重ね信頼関係が構築されれば、慣れて意識されにくくなると思われるが、「指摘される」「指導される」と思われていると緊張や負担感が大きく、継続すると考えられる。そのような観点からは、単純な観察時間の長さよりも、観察中の対話や観察後のフィードバックが非常に重要になると言える。対話型パトロールが目指すような、観察が相互の気づきや納得感につながる、現場の作業のしやすさが向上する、という実感が得られるようなコミュニケーションやフィードバックが必要になるだろう。

4.4 対話の有無

対話を行うかどうか、どのタイミングでどの程度の深さの対話を行うかも、検討の対象となる。重要な作業や短時間の観察では、作業者の作業の手を止めないように、その場では声をかけずに後で気づきをレポートの形でフィードバックする形態もある。作業者の気づきを促す場合、現場との関係構築を目的とする場合や現場で観察された状況や行動の背景を知りたい場合には、作業がひと段落したときに対話を行うことになる。より深い背景事情を知りたい場合には、日時や場を改めてインタビューを行う場合もあり得る。また、このような対話を行う場合には、対話型パトロールで求められるような対話のスキルや相手を尊重する態度を習得していることが望ましいであろう。

この他にも観察方法はあり得るが、上述したように観察方法にはそれぞれ一長一短があるため、目的に応じて方法を選択する、あるいは方法の異なる複数の観察を組み合わせることによって、より広く現場のリスク低減につなげ

ることができるものとする。

5. おわりに

本稿では、現場観察を伴う安全活動について、目的と実施方法に注目して整理した。産業界では、現場のリスク低減から組織的な課題抽出、教育や組織学習まで、多様な目的で現場観察が行われていることが示された。また、実施方法にも一長一短があり、観察の目的に応じて適切な実施方法を選択し、活動を設計する必要があると考えられた。

特に管理者と作業者の関係性について、近年は、当該現場での即時的な改善を目指す「指摘」や「指導」を中心とした活動から、作業者の気づきを促すことによる継続的な改善や、組織が現場を十分サポートできているかというマネジメントの課題を見出す活動へと移行する企業が増えつつある。このような活動では、観察する側とされる側の関係性を「指導する側」「指導される側」から、寄り添い同じ目的に向かって「一緒に取り組む仲間」に変えていくとする働きかけが行われている(株式会社レゾナック 彦根川瀬事業所, 2024 ; 中島, 2024)。このような働きかけの背景には、現場の作業や状況を一番知っているのは現場の作業者であるという尊重の気持ちも含まれているように感じられる。

デュポン社の示すブラッドリーカーブでは、安全文化の最も発展した形は「相互啓発型」であり、お互いにとって安全な環境を形成しようとする意識を持つことで労働災害が防止できると考えられている(リスク対策.com, 2015)。ここでの「お互い」には、自分自身だけでなく職場の全ての人が含まれる。相互尊重を伴う観察する側とされる側の関係性への変更は、安全文化の発展を通じて広く労働災害の防止に寄与すると考えられる。

引用文献

Department of Energy (2009). "Human Performance Improvement Handbook: Human Performance Tools For Individuals, Work Teams, And Management" (DOE-HDBK-1028-2009)

株式会社レゾナック 彦根川瀬事業所 (2024). (株)レゾナック 彦根川瀬事業所 安全活動について 日本化学工業協会 2024 年安全シンポジウム Retrieved August 17, 2025, from <https://www.nikkakyo.org/sites/default/files/2024-10/%E2%91%A0%E6%A0%AA%E5%BC%8F%E4%BC%9A%E7%A4%BE%E3%83%AC%E3%82%BE%E3%83%8A%E3%83%83>

[%E3%82%AF%20%E5%BD%A6%E6%A0%B9%E5%B7%9D%E7%80%AC%E4%BA%8B%E6%A5%AD%E6%89%80.pdf](https://www.mhlw.go.jp/new-info/kobetu/roudou/gyousei/zenzen/110404-1.html)

厚生労働省 (2011). 第 7 章 安全衛生教育, パトロール 化学工業における元方事業者・関係請負人の安全衛生マニュアル Retrieved August 3, 2025, from <https://www.mhlw.go.jp/new-info/kobetu/roudou/gyousei/zenzen/110404-1.html>

厚生労働省 (2011). 第 8 章 協力会社の評価 化学工業における元方事業者・関係請負人の安全衛生マニュアル Retrieved August 17, 2025, from <https://www.mhlw.go.jp/new-info/kobetu/roudou/gyousei/zenzen/110404-1.html>

中島健一 (2024). 東京電力パワーグリッド (株)「安全マイスターによる安全活動支援～工事会社のみなさまと一体でゼロ災に挑戦～」第 83 回全国産業安全衛生大会 (2024 年 11 月 13～15 日)

西坂明比古 (2017). 創り育てる安全文化: 安全行動が自然にできる職場を目指す 中央労働災害防止協会 リスク対策.com (2015). 何故、決められたルールを守れないのか? Retrieved August 3, 2025, from <https://www.risktaisaku.com/articles/-/1041>

徳川博亮 (2024). 労働災害防止のために、人間の行動特性を考える, 第 59 回電気関係事業安全セミナー「“ヒューマン”はこれからどこへ向かうのか!?～エラーもするがそれだけではない...はずだ!～」(2024 年 8 月 15 日)

2024 年度学校現場におけるエネルギー環境教育の実践に関するアンケート調査結果

Results of Questionnaire Survey on Energy and Environmental Education Practices at School Sites in Fiscal Year 2024

西野 加奈江 (Kanae Nishino) *¹ 浅妻 一彦 (Kazuhiko Asazuma) *¹

大磯 眞一 (Shinichi Oiso) *²

要約 本調査では、学校におけるエネルギー環境教育の実態を把握するため、2017 年度から 3 年ごとに関西地域および福井県の学校現場での実践状況を調査している。2024 年度の調査結果により、エネルギー環境教育の認知度は約 7 割であり、関心度や重要性もそれぞれ約 8 割と高く評価されている一方、実践している学校は約 3 割にとどまっていることが明らかになった。実践が進まない理由として、現行の教育課程における時間的余裕の不足や、実践方法に対する理解不足が挙げられている。なかでも「時間がない」との回答が特に多く見られた。また、約 8 割の教員が外部からの支援を望んでおり、出前授業やデジタル教材への期待が高まっている。授業時間に余裕がない現状を踏まえ、エネルギー環境教育をどのように取り入れていくかについて検討する必要がある。

キーワード エネルギー環境教育, エネルギー教育, アンケート調査,

Abstract This survey has been conducted every three years since fiscal year 2017 to investigate the actual status of energy and environmental education in schools in the Kansai region and Fukui Prefecture. According to the results of the survey conducted in fiscal 2024, awareness of energy and environmental education was about 70%, and interest and importance were also highly rated at about 80%, but it became clear that only about 30% of the schools were actually implementing such education. The reasons cited for the lack of progress in implementation were insufficient time in the current curriculum and a lack of understanding of implementation methods. Among them, the response “lack of time” was particularly common. In addition, approximately 80% of the teachers wanted external support, and there were high expectations for outreach classes and digital teaching materials. Given the current lack of time in class, it is necessary to consider how to incorporate energy and environmental education into this time-restricted curriculum.

Keywords energy and environmental education, energy education, questionnaire,

1. はじめに

社会システム研究所 社会意識研究グループでは、エネルギー環境教育の普及・促進を目指し、関西地域および福井県の教員、教育関係者をメンバーに活動する自主研究会「エネルギー環境教育関西ワークショップ（以下、関西 WS）」と協力し取組みを進めている。

関西 WS 会員校での取組みは、会員を通じて把握可能である一方、その他の多くの学校現場において、エネルギー環境教育の取組みがどう認知され、取組まれているのか調査するため、2017 年度に関西 WS と共同で「学校現場におけるエネルギー環境教育の実践に関するアンケート」

調査を開始した。その後、2021 年度と 2024 年度に同様のアンケート調査を 3 年ごとに実施している。本稿では 2024 年度に行った調査について報告する。

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

*2 元(株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

2. 調査概要

調査地域は、関西2府4県および福井県、対象校種は、地域内の小学校、中学校、高等学校および高等専門学校で、第1回および2回調査と同様の2000校とし、各府県の各学校数の比率に合うよう、前回(2021年)実施時の対象校との重複を避けて抽出した。調査期間は2024年8月28日から9月30日で、QRコード付のアンケート用紙を校長および環境教育担当教員宛てに送付した。

回収数は307通(15%)で、そのうち紙面回答が114通、Web回答が193通であった。回収率は決して高くないものの、307校から得られたサンプルは傾向を把握するうえで一定の参考になると考えている。ただし、回収数の限定性を十分に考慮し、結果は参考値として慎重に解釈している。

また、今回の調査票には、エネルギー環境教育の定義として「エネルギー環境教育は、持続可能な社会の構築に向け、エネルギー・地球環境に関する問題や課題を自分ごととして捉え、考え、判断し、選択・行動できる力を育成することを旨とする教育です」と明記した。これは、定義を明確に示すことで、より現実に即した数値を得たいと考えたためである。

3. エネルギー環境教育についての認識

エネルギー環境教育についての認知度を図るべく、「エネルギー環境教育という分野を知っているか」をたずねた。「知っている」は68%、「知らない」は32%で、概ね認識されていることが明らかになった(図1)。

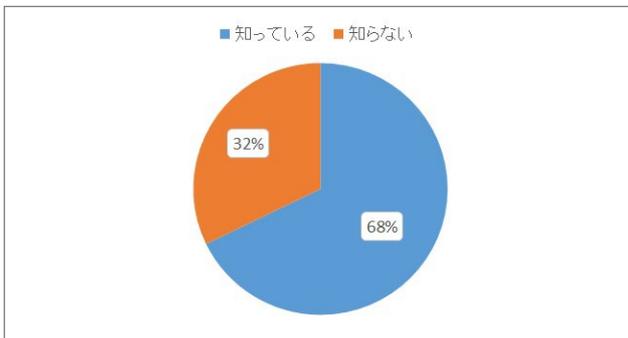


図1 エネルギー環境教育の分野の認知度

続いて、「エネルギー環境教育に関心はあるか」では、「関心がある」が83%、「関心はない」が17%となり、「エネルギー環境教育は重要だと思うか」の問いには、「重要である」が82%、「重要だと思わない」が1%、「わからな

い」が17%となった。関心度および重要性についても広く理解されている(図2)。

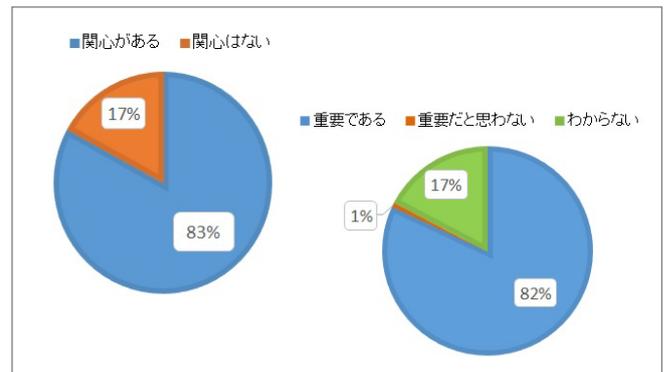


図2 関心度と重要性

4. 実践状況

次に、「エネルギー環境教育を実践しているか」を聞いた。「実践している」が35%、「実践していない」が66%となった(図3)。前回(2021年度)調査では「実践している」が51%であったことから、16ポイントの減少となった。この考察については、8.2で述べる。

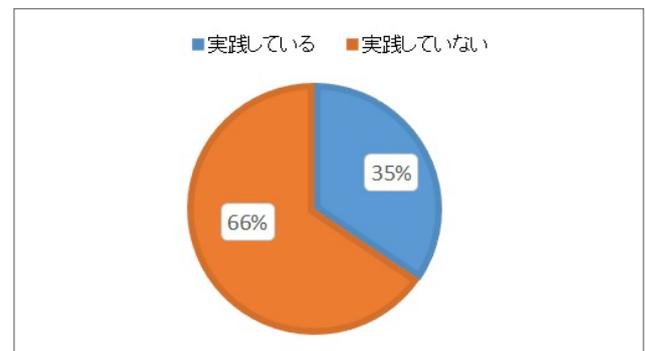


図3 実践率

実践している学校に「エネルギー環境教育をどのように実践しているか」をたずねたところ、「教科ごとに取り組んでいる」が49%と最も多く、高等学校では75%となった。

「教員が個別に取り組んでいる」が28%、「教科横断的に取り組んでいる」は26%で、小学校での割合が42%と高くなった。一方、「学校全体で取り組んでいる」のは7%であった(図4)。

エネルギーに関する課題は、政治や経済などの複数の要素が絡む複雑なものとなっているため、ひとつの教科で学ぶのではなく、教科横断的な学びが理想であるが、教科により教員が異なる中学校や高等学校では、それが実施されにくい状況にある。そのため、教科横断の実施割合は中学

校 11%，高等学校 15%と比較的低水準にとどまっている。一方で、小学校では学級担任制が一般的であるため、複数の教科を担当する教員が同一であることが多く、教科の枠を超えた指導が行いやすい環境にある。これにより小学校における教科横断の実施割合は 42%と高く、教科間の連携が比較的行いやすい状況にあると考えられる。

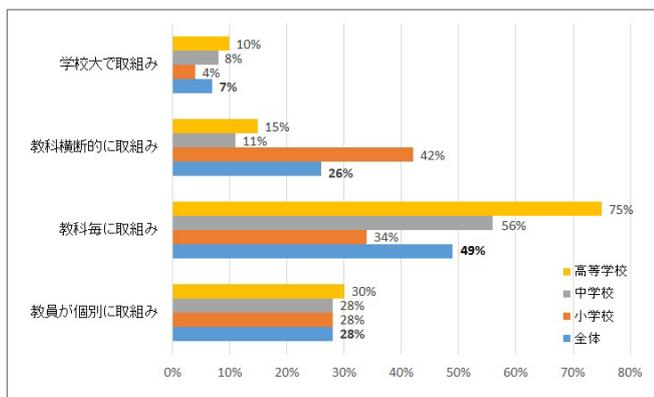


図 4 実践方法

「どのような教材等を活用しているか」では、「教科書を活用（追加教材はない）」とする学校が 53%と最も多くなり、中学校では 64%と高い割合であった。エネルギー環境教育として特別に時間をとらず、通常の授業時間の中での取組みが多いと考えられる。そのほかでは、「外部作成の副教材や資料」43%、「外部講師による出前授業」25%となった。出前授業の割合が最も低かったのが中学校で 3%であった（図 5）。この背景として、関西 WS で行った意見交換の場で、中学校教員からの意見として、「出前授業を探究的な学びの導入として活用し、その後の考察につなげることは教員の重要な工夫であるが、現在の中学校では時間的・体制的な余裕が乏しく、その実施が困難である」というものがあった。つまり、中学校特有の教育環境や多忙な現状が、出前授業の導入を難しくしている可能性が考えられる。

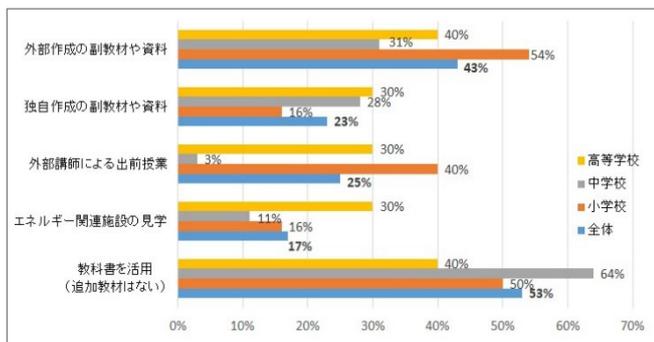


図 5 活用している教材

近年、社会的な取組みとなっている SDGs とエネルギー環境教育の実践がどのような関係にあるかを調査した。

「SDGs との関連を意識して取組みを始めた」という学校が 45%、「関連を意識しているが、それ以前より実践している」が 44%となっており、意識して始めた学校と以前より実践している学校は拮抗していた（図 6）。

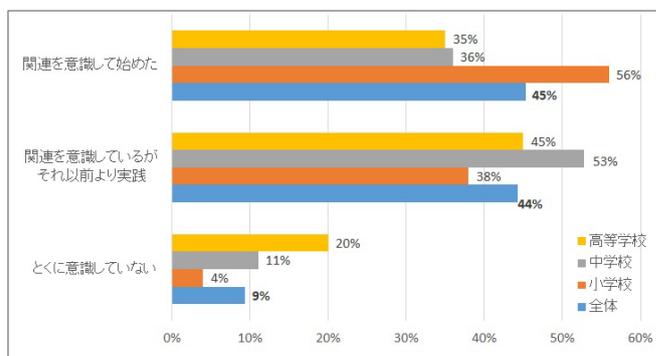


図 6 SDGs とエネルギー環境教育の関連性

5. 実践にあたっての課題・障害

エネルギー環境教育を実践していない学校に対して、「実践していない理由」をたずねたところ、最も多かった回答は、授業時間に関して「時間的な余裕がない」で 71%にのぼり、前回（2021 年度）調査の 67%を上回った。中学校では 77%、高等学校では 76%と、いずれも 7 割を超えた。次いで「実践の方法がわからない」が 62%、「実践できる教員がいない」が 45%であった。「学習指導要領に記載されていない」や「教科書に載っていない」との回答が、いずれも約 25%あった（図 7）。

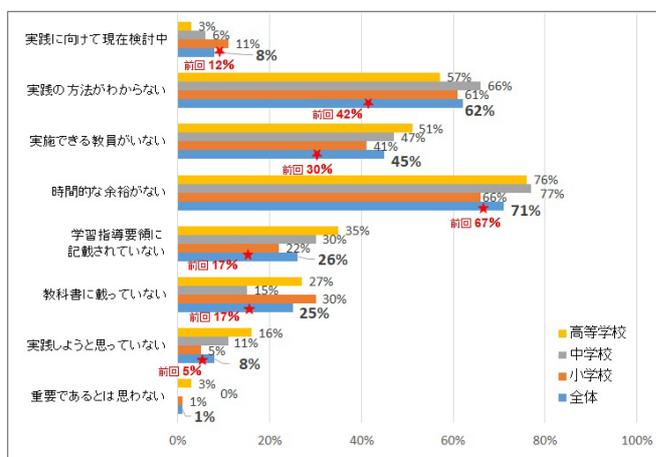


図 7 実践していない理由

続いて、実践の有無を問わず「課題あるいは障害になるもの」をたずねた。「実践する時間」が全体で 69%となり、

校種別にみても、小学校 69%、中学校 69%、高等学校 68%と高くなっていった。次に続くのは、「指導方法・ノウハウ」67%、「適切な教材」65%、および「教員個人の問題意識や知識」53%であった（図8）。

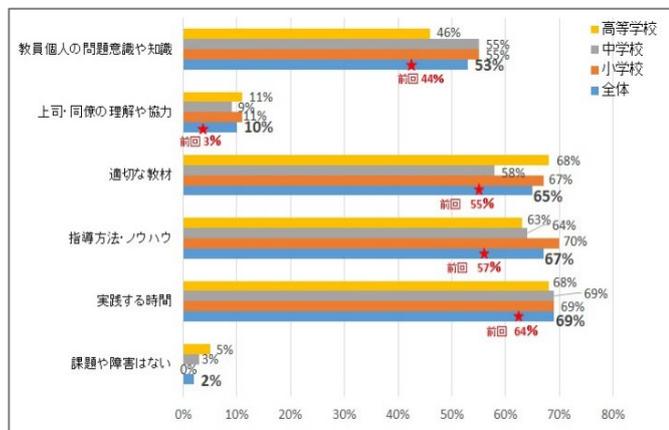


図8 課題あるいは障害になるもの

6. 外部団体からの支援

エネルギー環境教育を行う場合に「外部団体からの支援があるとよいか」をたずねたところ、全体の79%の学校が「あるとよい」と回答しており、外部支援への強い期待がうかがえる。校種別にみても、小学校で83%、中学校75%、高等学校74%といずれも高い割合となっていた。

次に「外部から支援を得られるとすれば、どの団体に期待するか」では、「エネルギー関係企業」が74%、「エネルギー関連団体（NPO等）」が71%、「大学・研究機関」が64%、「国・自治体」60%と、いずれも6割を超える高い割合で期待が寄せられていることが明らかとなった。「大学・研究機関」は上の学校になるほど割合が高くなる傾向がみられ、高等学校は79%であった。また、「国・自治体」は、前回37%から大きく上昇している。「教員同士の研究会」への期待は全体で14%と低いものの、高等学校では29%と、小学校、中学校よりも高くなっていった（図9）。

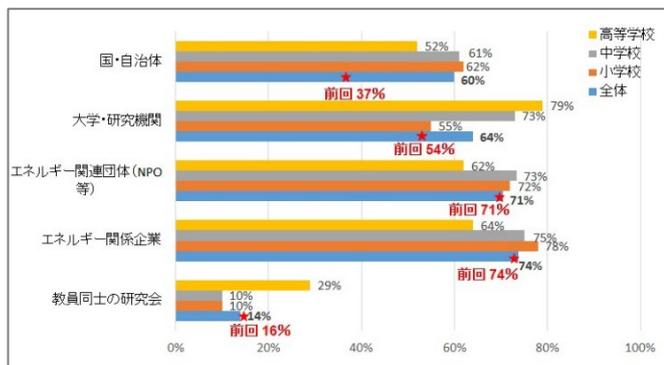


図9 外部支援が期待される団体

「外部団体からの支援としてどのような方法を期待するか」では、「出前授業の実施」が87%となり、前回（2021年度）調査の67%から大幅に増加する結果となった。また、「企業等での体験学習の機会」でも、前回調査の24%から38%となり、児童・生徒が実際に見たり触れたりするような機会が望まれていることがうかがえる。

「教材の提供」への期待については、「パンフレットや資料等の紙媒体（39%）」よりも、「イラストや写真等のデジタル教材（59%）」や、「動画やWebコンテンツ（69%）」に対する期待が高くなった（図10）。これは、2019年12月に文部科学省が発表し導入したGIGAスクール構想によって、学校の通信ネットワーク環境が整備され、児童・生徒1人につき1台の端末が配備されたことなどが大きな要因であると思われる。

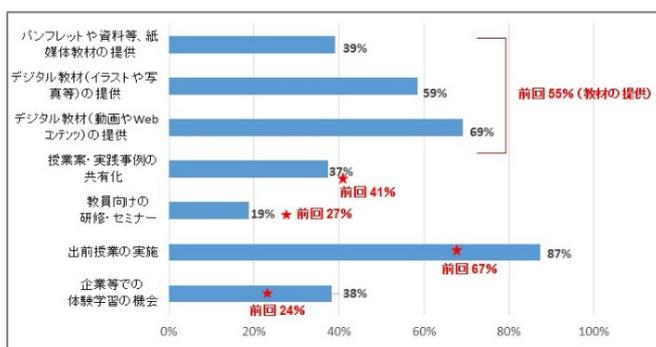


図10 外部団体からの支援で期待する方法

7. 学校現場のICT環境

学校現場でのICT環境の充実を背景として、エネルギー環境教育に限らず、その活用方法等について確認した。

小学校、中学校、高等学校ともに「学習者の調べ学習での活用」が最も多く、96%となった。続いて「デジタル教科書を活用する」割合が多く76%で、小学校88%、中学校79%であった。高等学校は39%にとどまっていた。

「教員が企業等のWebサイトから探して提示する」場合も73%ある。「公的機関や民間企業の動画サイトを活用する」のは57%で、小学校の65%が最も多く、中学校52%、高等学校42%と低くなっている。「出前授業をオンライン

で実施」している割合は、全体で 23%にとどまっていた (図 11)。

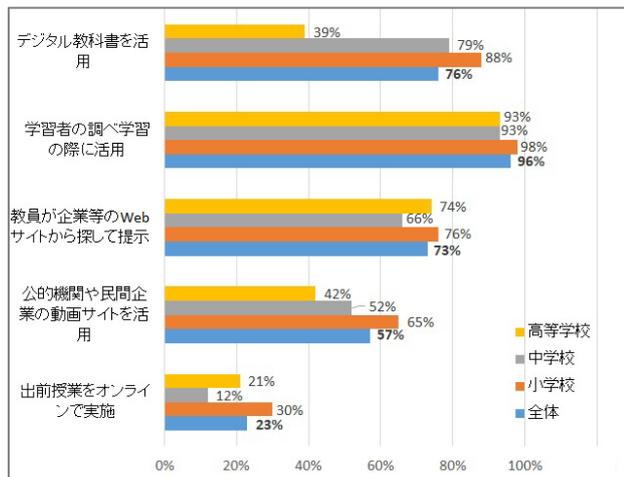


図 11 ICT の活用方法

「授業で使いやすい動画教材として望ましいもの」について、「長さ」と「構成」に分けてたずねた。「長さ」については、「5分程度」が51%、「10分程度」が29%、「3分以内」が18%となり、5分程度であればどの校種でも比較的扱いやすことがわかる (図 12)。

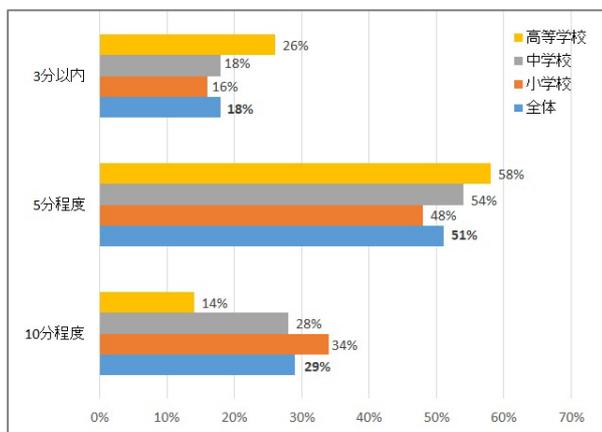


図 12 授業で使いやすい動画教材の長さ

また、「構成」については、「問題を提起し、学習者の調べ学習や考察に導くもの」が51%、「問題提起と、その原因や解決策を説明するもの」が46%となった。「問題に対する解説のみを伝えるもの」への回答が2%であったことから、学習者自らが考え、論じ合うきっかけとなるようなものが望まれているとみられる (図 13)。

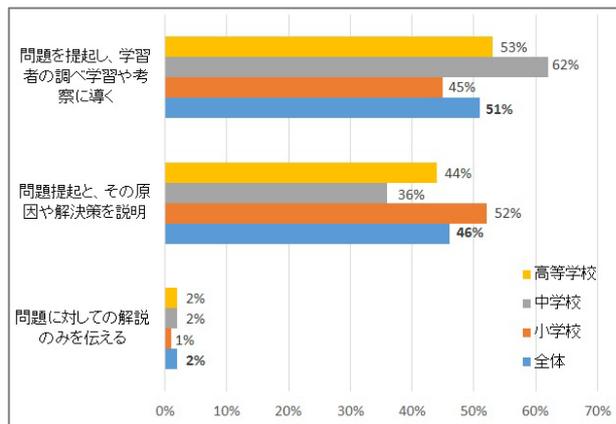


図 13 授業で使いやすい動画教材の構成

8. 自由記述を踏まえてのまとめと考察

本調査では自由記述を設け、エネルギー環境教育に関する意見などを記載いただいている。これまで示したデータと併せてまとめておく。

8.1 現状と課題

エネルギー環境教育の認知度は約7割と、分野としては概ね浸透している。また、約8割の学校で、関心がある、重要であるとされている。近年、自然災害や国際的なエネルギー情勢の不安定さなどから、エネルギー環境教育の重要性を実感している教員がいることが自由記述からも読み取れる。

その一方で、時間的制約が取り組みの大きな課題として浮き彫りになっている。教育課程にエネルギー環境教育を組み込むための余裕が不足していること、実践に必要な教材や授業時間の確保も難しい状況であることが自由記述でも述べられている。エネルギー環境教育に取り組む必要性を感じ、実践したいとの思いを持ちながらも、実際にはしっかりとした教育を実施できていない。教育現場では多くの業務に追われ、考える余裕を持つことができないという現状がうかがえる。

また、「現行の教科書では情報が不足しており、最新の情報を伝えられない」「教科書で取り扱いが少ない」との声や、「各教科の単元とエネルギー環境教育の関連資料が一目でわかり、活用しやすくなるとよい」という要望がある。

経済産業省資源エネルギー庁では、エネルギー環境教育に取り組む際の副教材として、小学校、中学校向けに副教材を提供している。どの教科の、どの単元で扱うことができ

るかを確認することができる。また、Web サイトとして「未来を考える・創る SDGs エネルギー学習推進ベースキャンプ*3」を開設しており、エネルギー教育やエネルギーに関する情報を多く提供している。

電気事業連合会でも、エネルギー環境教育を支援する Web サイト「ENE-LEARNING (エネラーニング) *4」を提供している。静止画や動画などの教材が提供されており、教員が必要な素材を無料で使用できるようになっている。

このような教材を利用することで、教材確保に関する教員の負担軽減が期待できる。関西 WS でも、エネルギー環境教育の取組みを広く周知するために Web サイトを運営し*5、そのリンク集ページでは、前述の Web サイトを含め、取組みの参考となる情報を体系的に紹介している。しかし、現状では十分に認知されているとは言えず、今後はさらに多くの教員に認知されるよう周知・普及方法を工夫していくことが課題であると考えている。

8.2 実践状況

エネルギー環境教育を実践している学校は 35%で、今回は前回 (2021 年度) 調査の 51%より 16 ポイント減少している。この理由の一つとして考えられるのは、調査票に明記したエネルギー環境教育の定義付けである。定義を明確にしたことにより、「自分 (の学校) ではそこまでやっていない」と判断されたこともあるのではないかと考えられる。

関西 WS で行った本調査に関する意見交換の場では、「誰が回答するかも変わる可能性がある。回答者の役職を記載する欄を設けてはどうか」、また「定義によって範囲が狭まってしまった可能性がある。生活科 (小学校) や技術科 (中学校) など、各教科の具体的な事例を挙げることも必要かもしれない」といった意見があった。これを踏まえ、回答者の役職欄を設けることや、エネルギー環境教育の取組み例を示すなど、調査設計の見直しを検討する。

一方、「これまではエネルギー環境教育を正確に理解しないままの回答もあったと思われ、定義付けにより実態に近い結果が得られたのではないか」という声もあった。

実践している学校での取組み方法では、「教科ごとに取り組んでいる」が 49%で、高等学校では 75%と高い結果となった。高等学校の教科ごとの取組みでは、理科や社会科

で多く見られるものの、2022 年度より総合的な探究の時間が必修科目となり、探究活動が盛んになってきている。SSH (スーパー・サイエンス・ハイスクール) *6といったプロジェクトや、特定学科での取組みを行っている事例もあり、探究活動のテーマとしてエネルギーが選択されるようなきっかけづくりが必要だと思われる。例えば、エネルギー問題は私たちの生活と深く結びついており、それを知り、考えることが、自分の未来をより良くしていく力になるという、夢や希望を感じられるテーマとして提示するのはどうだろうか。

SDGs とエネルギー環境教育との関連では、関連を意識して実践を始めた学校 (45%) と、関連は意識しているがそれ以前より実践している学校 (44%) は拮抗していた。SDGs の 17 の目標には、エネルギーに関連するものとして、「7 エネルギーをみんなに そしてクリーンに」「12 つくる責任 つかう責任」「13 気候変動に具体的な対策を」があるが、エネルギー環境教育に取り組んでいる学校では、このような考え方はすでに備わっており、SDGs の取組みはエネルギー問題を考える際に有効なテーマとなり得ると言える。自由記述からは「2023 年を強く意識した行動変容が必要」「理想論ではなく、現実に即した取組みを進めるべき」との声もあり、現状を適切に理解し、学習での取組みが目標達成のための持続可能な学びとなるよう進めることも大事である。

「エネルギー環境教育として特別な時間を設けずに取り組むことができれば実践しやすくなる」との声もある。そのためには通常の授業の中で取組むことになるが、教科書ではエネルギー・環境に関する内容の扱いが少ないのが現状である。そこで、他教科と連携した教科横断的な授業を行うことにより、一教科だけでは扱いにくいエネルギー・環境の内容を包括的に学習し、限られた時間を有効に活用することが考えられる。ただし、中学校や高等学校では教科担任制が一般的であるため、担当教員間での合意形成が必要となる。また、お互いの教科内容を理解し、自身の担当教科と関連づけて指導することも重要であると考えられる。

*3 「未来を考える・創る SDGs エネルギー学習推進ベースキャンプ」
<https://energy-kyoiku.meti.go.jp/>

*4 「ENE-LEARNING」<https://fepec.enelearning.jp/about/>

*5 「関西 WS Web サイト」<https://kansai-ws22.lweb.jp/>

*6 文部科学省指定の次世代人材育成事業。先進的な科学技術、理科・数学教育を通じて生徒の科学的な探究能力等を培うことで、将来社会をけん引する科学技術人材を育成するための取組み。
<https://www.jst.go.jp/cpse/ssh/about/about.html>

8-3. 外部支援の重要性

エネルギー環境教育の取組みに対して、約8割の学校が外部団体からの支援を希望している。教材など直接学習に関わる支援方法のほかに、教員自身がエネルギーに関する最新の情報や知識を継続的にアップデートできる環境を整え、「自分にもできそうだ」という意識を持っていただくことが重要であると考えられる。これにより、教員は学習者に対してより実践的な指導を行うことが可能となる。そのためにも、継続的な支援やフォローアップが求められる。

前項で述べたように、取組む時間を確保し有効に活用するためには、他教科との横断的な学習や、総合学習を活用した取組みが考えられる。関西WSでは、教科横断によりエネルギー環境教育に取組む実践事例も報告されており、こうした事例の共有や情報交換を広く実施していくことも有効であると考えられる。しかしながら、本調査の結果からは、研究会や研修会などへの教員の参加意欲が必ずしも高くないことが示されている。このため、参加に依存することなく多様な教員に情報を届けることを可能とするような方法や仕組みを検討する必要がある。

地域のエネルギー資源や課題を理解し、それに基づいた教育プログラムを構成することで、子どもたちは身近なエネルギー問題として学習できる。それらの学習を深めるものとして、出前授業や企業等での体験学習があげられる。教員からは「外部とのつながりが難しい」との声があるが、地域の中で企業や自治体、学校が定期的に集う機会を創ることができれば連携を容易にできるのではないかと考えられる。

また、学校ではICT環境の整備が進んでおり、オンラインでの学習が今後ますます進むものと考えられる。さらに、探究活動が盛んになることにもない外部とのコミュニケーションや外部への発信も必要になってくるため、外部団体の支援、連携も必要性が増してくるだろう。

9. おわりに

本調査の結果から、エネルギー環境教育への関心や重要性を実感している教員が多いことがわかる。しかし、現在の教育課程の中でエネルギー環境教育を盛り込むための時間的余裕が不足している現状がある。そのため、教育課程の見直しにより、エネルギー環境教育が明確に位置付けられ、既存の教科書においてエネルギー・環境に関する内容が強化されることを望む声がある。

そのほか、アンケートに回答した教員からは、エネルギー環境教育の具体的な取組み例や考え方が自由記述で示された。ここでいくつか紹介したい。

- ・ 自身の取組みを持続可能なものとするため、後進の教員や教育実習生に対してエネルギー環境教育の価値を伝える努力を行っている。
- ・ 生徒に対し、エネルギーの供給源と供給先についての理解を促し、自然災害に対する備えを意識させることを目指している。
- ・ 倫理国語や小論文指導を通じて、エネルギー環境問題を扱い、生徒が進学先の大学での研究と関連づけて考える機会を提供している。
- ・ 屋上への太陽光パネル設置に伴い、生徒が常に発電状況を把握できるようにし、教科横断的なエネルギー環境教育の実施を計画している。
- ・ さまざまな学年の学生が参加し、校外の専門家と協力して学ぶ探究プロジェクトを通じて、エネルギー関連のテーマに取り組んでいる。
- ・ 関係団体と連携し放射線教育を行い、実践的な授業を提供している。
- ・ 地域の環境団体と連携し、環境教育を推進している。

エネルギー問題は私たちの生活や環境に直結する重要なテーマである。将来を担う子どもたちが現状を正しく知り、考え、判断し、選択・行動ができる力を育成することが、エネルギー環境教育の役割である。これらの具体的な取組みは、子どもたちのエネルギーに関する学びを深め、持続可能な社会や未来に貢献できる人材の育成を目指すものである。

このように関西WSに参加していない教員の中にも、エネルギー環境教育の重要性を認識し、積極的に取組みを進めている教員が存在することが確認されたのは重要である。上述したような時間的制約や人材確保など多様な課題があるものの、そうした困難の中で教員自身が教育のやりがいや楽しさを見出すことが、こうしたエネルギー環境教育の普及促進につながっていくと考えられる。

参考文献

教員の勤務実態調査（令和4年度）の集計（確定値）について 令和6年4月4日 文部科学省 初等中等教育局

https://www.mext.go.jp/content/20240404-mxt_zaimu01-100003067-2.pdf

文部科学省ホームページ GIGA スクール構想について
https://www.mext.go.jp/a_menu/other/index_0001111.htm
エネルギー教育推進事業事務局 未来を考える・創る
SDGs エネルギー学習推進ベースキャンプ
<https://energy-kyoiku.meti.go.jp/>

電気事業連合会 エネルギー・環境教育支援サイト ENE-
LEARNING
<https://fepc.enelearning.jp/about/>

高調波法による超音波探傷試験技術開発への期待と現状

Prospect of development of ultrasonic testing technology using high harmonic method

石田 仁志 (Hitoshi Ishida) *1

要約 原子力発電所の供用期間中検査の体積試験として超音波探傷試験が行われる。欠陥が見つかった際には、健全性評価のために寸法測定が求められる。現行の測定法は、超音波パルス法を原理とするものであり、寸法測定のために割れがその開口部から先端部まで繋がっていることを確かめることはできない。高調波法は、割れの接触状態の変化が引き起こす波形のひずみにより発生する高調波によって、割れを可視化しようとする手法である。本報では、現行法の限界と高調波法の優位性を示し、これまでの開発状況について述べる。

キーワード 超音波探傷試験, 高調波, 超音波パルス法, Ni 基合金溶接部, 応力腐食割れ

Abstract Ultrasonic testing is performed as a volumetric test during in-service inspections of nuclear power plants. When defects are detected, dimensional measurements are required for soundness assessment. The current measurement method is based on the ultrasonic pulse technique, it is impossible to confirm that a crack continues from its opening to its tip. The high harmonic waves method is a technique that attempts to visualize cracks by using harmonics generated by waveform distortion caused by changes in the contact condition of the crack. This report presents the limitations of the current method and the advantages of the high harmonic waves method, and describes the development status to date.

Keywords ultrasonic testing, high harmonic waves, ultrasonic pulse technique, Ni-based alloy weldment, stress corrosion cracking

1. はじめに

原子力発電所の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する原子炉容器や1次冷却材管などの溶接部は、供用期間中検査の対象部位であり、体積試験として超音波探傷試験が行われる。

体積試験範囲に超音波を入射し、割れからの反射波（コーナエコー）をとらえることによって、欠陥の検出がなされる。さらに欠陥が検出された場合には、部材の健全性を評価するために、欠陥寸法測定が要求される。

部材の健全性に影響する板厚方向の欠陥の深さは、割れの先端部からの散乱波（端部エコー）をとらえ、その位置座標を同定して算出する端部エコー法によって測定される。

これまでに、超音波パルス法を原理とする数々の技術、手法の開発、改良、公的機関等による実証もなされ、さらには検査員の技量認証制度も導入されてきた。

著者の研究所においても、これまでに種々の開発に取り組み、実機適用に至ったものもある⁽¹⁾。現在は超音波パルス法とは異なる原理による手法の開発にも取り組み、その一つとして非線形超音波法である高調波法の実機適用に向けた開発に取り組んでいるところである。

本報では、超音波パルス法の課題を示し、高調波法開発のねらいと開発の現状を述べる。

2. 現行法の原理と課題

原子力発電所の超音波探傷試験では、超音波パルス法を原理とする装置、手法が用いられる。図1に超音波パルス法の原理を示す。割れと垂直な断面を示した図1(1)のように、超音波を入射し、割れなどの欠陥の開口部における割れ面と材料表面とで構成される角部からのコーナエコーをとらえることによって、割れ面の存在の検知すなわち欠陥の検出がなされる。さら

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

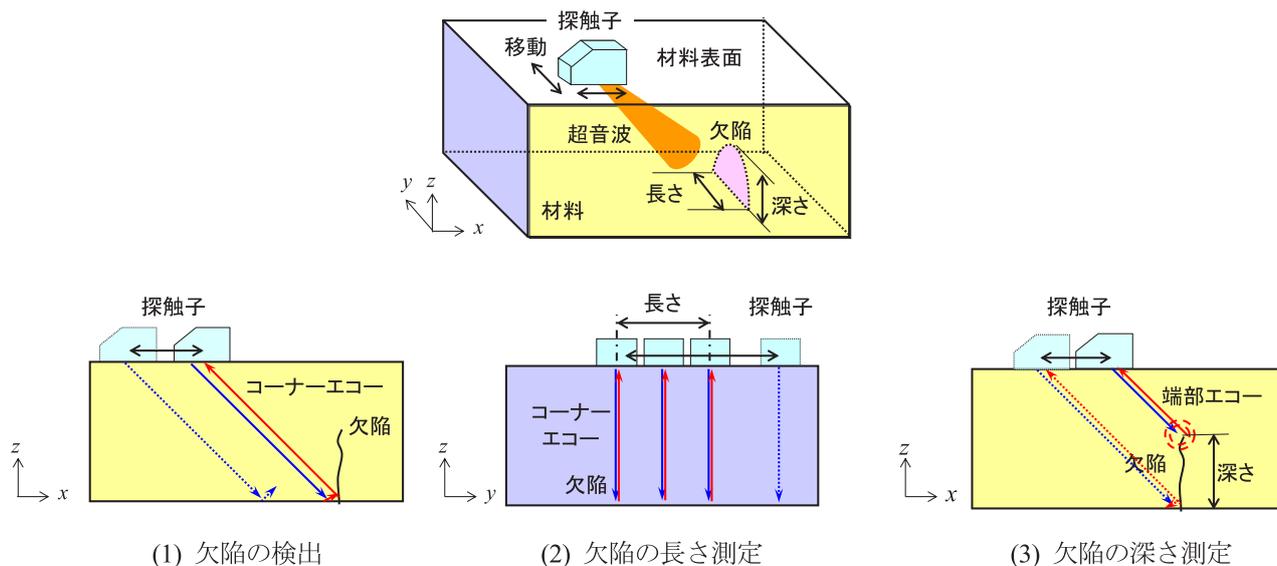


図1 超音波パルス法の原理

に、欠陥が検出された部材の健全性を評価するために欠陥の寸法が測定される。

欠陥寸法のうち割れの開口部の長さは、図 1(2)のように、割れ面と平行方向におけるコーナーエコーが検出される探触子の移動距離によって算出される。部材の厚さ方向における寸法は、割れと垂直な断面を示す図 1(3)のように、割れの先端部からの端部エコーをとらえ、その位置座標を同定し、深さとして算出される。この方法は、端部エコー法と呼ばれる。図 2 に、割れに垂直な断面を表す画像中のコーナーエコーと端部エコーの例を示す。それぞれのエコーの間に割れが存在していることが推定される。

この端部エコーは、入射された超音波の一部が先端部に当たって散乱し、さらにその一部をとらえるものであり、欠陥コーナーエコーに比べて微弱である。

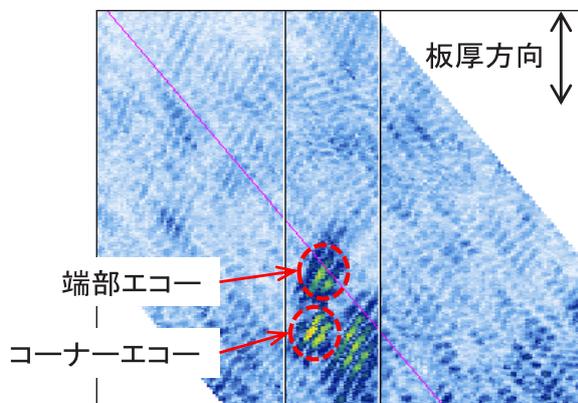


図2 コーナーエコーと端部エコー

端部エコーの強度が低いことに加えて、ステンレス鋼やNi 基合金溶接部等では、材料組織による超音波の著しい散乱減衰と、この散乱波の存在により、端部エコーの識別がより困難になる。割れの端部エコーを正しく識別、特定するためには、相応の装置、手法と試験員の技量が求められる。

原子力発電所に健全性評価のための維持規格²⁾を導入するにあたり、維持規格によって評価されるべき欠陥の検出と寸法測定が可能なが実証されている³⁾。これらの測定試験には、集束型探触子を用いた端部エコー法や TOFD 法が用いられた。実証された結果とデータは、超音波探傷試験に関わる検査員の資格と認証の基準⁴⁾策定の基となった。その後、フェーズドアレイ技術など、改良された探傷手法も加わり、現在に至っている。

超音波パルス法は、パルス状の超音波を伝搬させ、音響インピーダンス（密度×伝搬速度）が異なる音響的不連続部である媒質の境界において反射、散乱する超音波を受信することによって、割れを検出、測定するものである。送信する超音波がパルス状であることから、送信と受信の時刻を計測することができ、これらから算出される伝搬時間を基に、材料における伝搬速度と送信する角度から、反射源の座標を求めることが可能である。

割れの深さは、前述の方法で測定された割れの先端部と開口部の座標から算出される。

図 3 に、散乱の著しい材料としてステンレス鋼溶接部近傍の探傷画像の例を示す。推定される割れに垂直

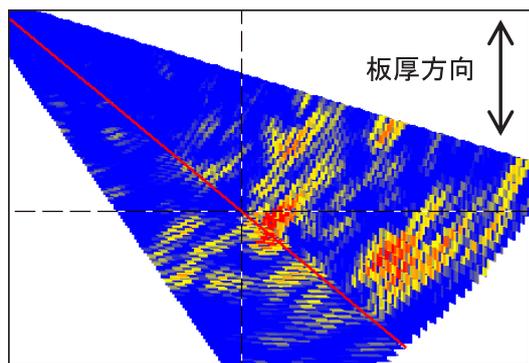


図3 反射源が多数ある探傷画像の例

な断面を示している。多くの散乱源の中から割れの先端の散乱波を識別して特定することは容易ではない。さらには、割れ面の屈曲、分岐など先端でないところからの散乱波もある。このような場合には、割れが進展すると推定されるコーナーエコーの上方の探索や端部エコーの割れの長さ方向への連続性などにより端部エコーの特定がなされる。

物の寸法測定とは、その物の端から端までが繋がっているという測定対象全体の形状等が認識できてはじめて物差しなど寸法測定の道具を当てて測ることが可能となる。しかし、現行の手法では、割れの開口部から先端部まで割れが繋がっていることを確かめる方法もないし、要求されてもいない。

端部エコーの強度を相対的に高めるために、送信する超音波を割れの先端に集める集束型探触子、集束位置を自在に設定し異なる屈折角での探傷が可能なフェーズドアレイ技術などの手法の高度化もなされているが、散乱波の中から端部エコーを識別するという考え方は同じであり、割れの開口部から連続する割れ面の先端として確かめた上で特定するというものではないと言える。

3. 高調波法の原理とねらい

超音波パルス法では、割れなどで反射、散乱して捉えた超音波の強度が閾値を超えると、その有意性が判定される。割れ面が接触または密着していると、超音波の一部は割れ面を通過し、割れ面での散乱波の振幅が低下する。コーナーエコーに相当するような反射波が、このような状況にあると欠陥の見逃しなどの可能性がある。また、割れの先端付近で面の接触や密着があると、端部エコーの強度低下を引き起こし、先端が検出できなかつたり、その位置の誤認が生じたり、寸法測定に影響することも考えられる。

図4に示すように、接触する割れ面を正弦波の超音波が通過する場合、引張相の波の欠落により元の周波数の整数倍の周波数の高調波成分が発生することになる。割れ面の一部が接触し、そこを部分的に超音波が

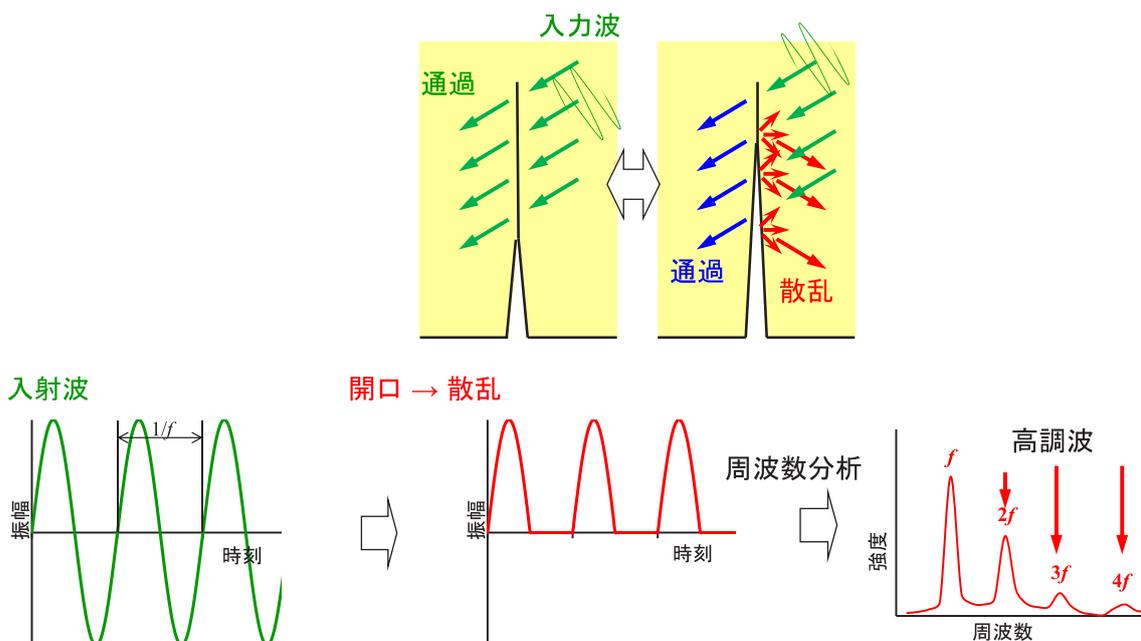
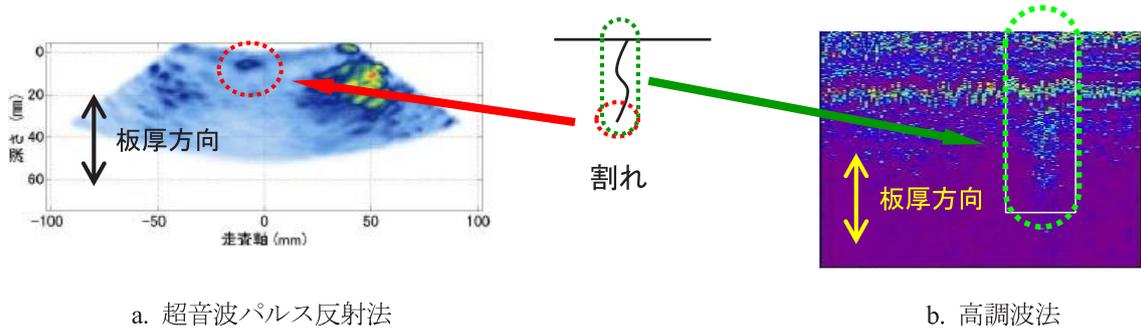
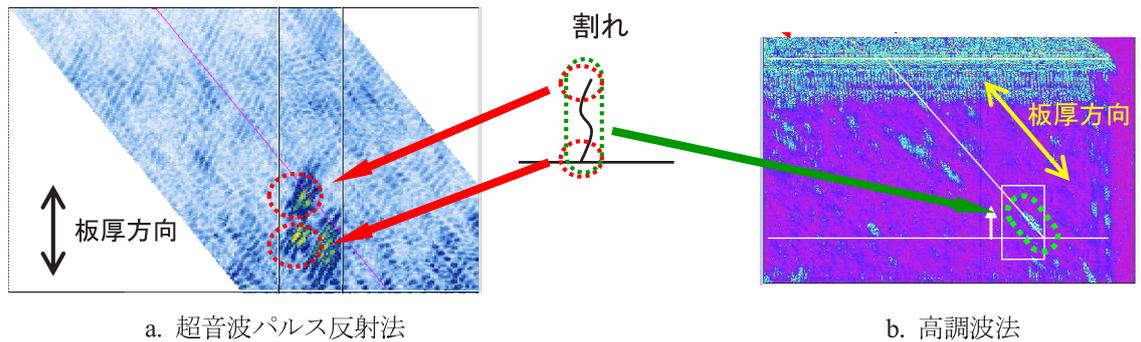


図4 接触する割れ面での高調波発生



(1) Ni 基合金溶接部 SCC (割れの開口面側からの測定)



(2) ステンレス鋳鋼疲労き裂 (割れの開口面と反対側からの測定)

図 5 割れの可視化の例

通過する場合でも、散乱波の波形にひずみが生じ高調波が発生すると考えられる。高調波法は、このような高調波を抽出し、超音波パルス法では検出できない閉口き裂部からの散乱波を検出できる。

超音波パルス法では、材料中における減衰などを考慮し送信超音波の周波数が選定されるが、受信波の周波数や波形の歪みについては考慮されず、受信信号波形に対して何らかの処理がなされることはない。

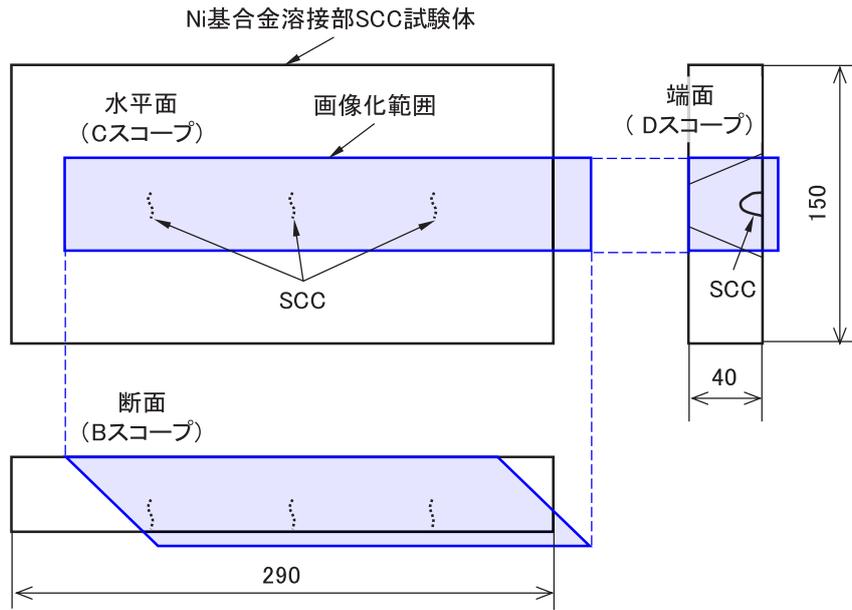
4. 高調波法開発の取り組み

このような問題に対処するため、著者らは高調波法の実用化のため、その有用性と可能性を確かめることから検討を始めた。図 5 に、Ni 基合金溶接部の応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking, SCC)、鋳造ステンレス鋼の疲労き裂の高調波法による可視化結果の例を示す。割れに直交する断面を可視化したものである。高調波法では、割れが開口部から先端と推定される位置まで、割れ面からの散乱波が連続して観察され、割れ面の存在とその位置を明確に認識することができる。このことから、超音波パルス法では困難な割れ面の可

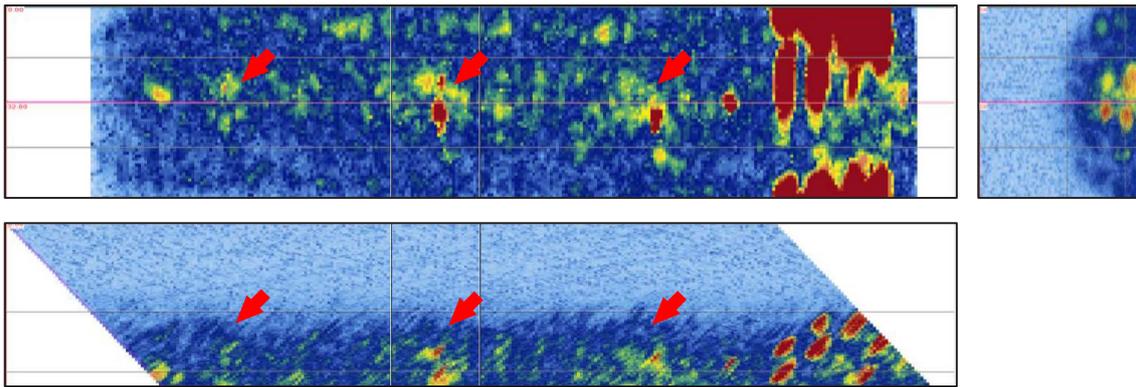
視化という優位性を見出し、高調波法の実用化の検討を進めることとした。

前述の高調波法の結果は、試験体を水中に浸して測定する水浸法によるものであり、高調波法を実機で適用するためには、水に浸すことができない検査対象である構造物の表面に探触子を直接接触させる探傷が不可欠である。そこで、著者らは、この直接接触法による高調波法の測定手法を開発することに取り組むこととした。原子炉容器などの管台とセーフエンドの接続部にある Ni 基合金溶接部の SCC を対象に検討を進めてきているところである⁶⁾。

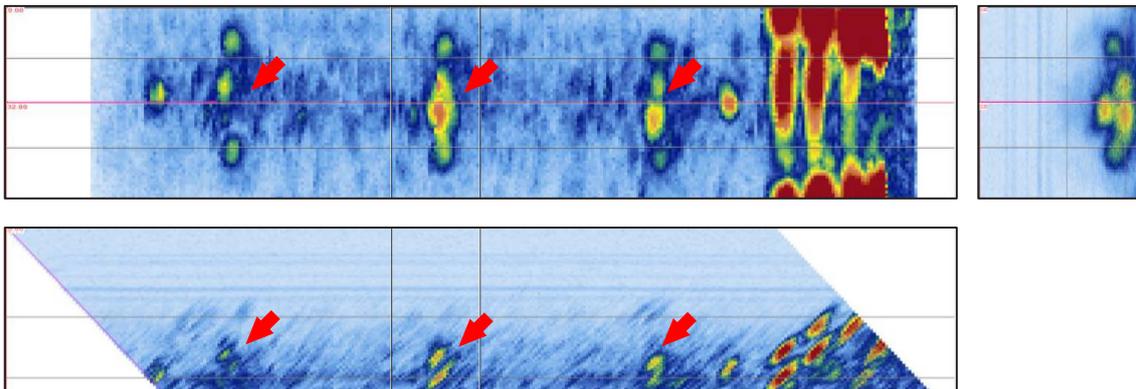
図 6 に、高調波法による SCC の可視化結果の例を示す。図 6(1)に示した Ni 基合金溶接部 SCC 試験体のうち図中に示した範囲を画像化したものである。図 6(2)に 2MHz₁ 振動子探触子に 1.3MHz の連続波を入力し、遮断周波数 3MHz のハイパスフィルタにより受信波から抽出された高調波による画像を示す。図 6(3)に比較のために、超音波パルス法に相当するものとして高調波を抽出するためのハイパスフィルタを通さない場合の可視化結果も示した。それぞれの図中に赤い矢印で示した位置に SCC 割れ面からの散乱波が得られた。割れに対して垂直な断面画像に相当する B スコープおよ



(1) Ni 基合金溶接部 SCC 試験体の画像化範囲



(2) 高調波 (ハイパスフィルタ遮断周波数 3MHz)



(3) ハイパスフィルタを通さない場合

図 6 SCC の可視化の例

(2MHz 1 振動子探触子送信 / 5MHz 1 振動子探触子受信 / 屈折角 45 度 / 1.3MHz 入力)

び平行な断面に相当する D スコープにおいて、いずれか一方の手法が優位であるとは言い難い。

前述のように、超音波パルス法では得られないような割れ面が連続して可視化できるような高調波法の入力する周波数、電圧、波数などの条件をさらに探求しているところである。

5. おわりに

現行法である超音波パルス法の限界、これに応えるものとして期待される高調波法の開発の現状を述べた。超音波パルス法を原理とする手法は相応の技術レベルに至っていると考えられ、さらに新たな手法の開発、改良による測定結果の格段の向上は望むことはできないかもしれない。昨今の実機で発生した事例から示された課題とこれに対する向上策は、新たな技術開発が必要とするような超音波探傷技術の本質に関わるものでないと考えられる。

これまでに超音波探傷技術に係る多種多様な実証試験が行われ、実機で行われる超音波探傷試験の技術レベルが確かめられ、さらにはこれに係る検査員の技量認定制度も導入された。

今後これまで経験のない原子力プラントの高経年化を迎える過程において、これまでに経験されなかったり、想定されなかったりする事態に遭遇することが考えられる。実証試験で想定したような欠陥や条件を超えるような状況に遭遇した場合に、現在保有する技術、

知見によって、的確な判断と対応を行うことが求められる。合理的で信頼できる情報を提供できる超音波探傷試験技術であることとこれを基に技術に真摯で誠実な判断をできる体制が必要であると考えられる。

そのためには、多様な原理、手法による測定結果が提供され、これらの情報を組み合わせ、互いに矛盾のない確からしい判断がされることが望ましい。そういう観点から、高調波法の開発、実用化は意義深く継続して進められるべきであると考えられる。

参考文献

- (1) 石田仁志, “ステンレス鋼超音波探傷試験システムの開発と実機適用,” INSS Journal, Vol.25, p.209, (2018).
- (2) 発電用原子力設備規格 維持規格 (2020 年版) (JSME S NA1 : 2020), 日本機械学会, (2022).
- (3) 原子力発電施設検査技術 JNES-SS レポート, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, (2005).
- (4) 超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証 (NDIS 0603 : 2005), 社団法人 日本非破壊検査協会, (2005).
- (5) 石田仁志, 川嶋紘一郎, “直接接合高調波法による応力腐食割れの可視化,” INSS Journal, Vol.25, p.130, (2022).

脱気高温水中における鋭敏化加工ステンレス鋼の SCC 特性

-これまでの研究状況-

SCC Behavior of Sensitized and Cold-Worked Austenitic Stainless Steels in Deaerated High-Temperature Water -A Review of Current Studies-

山田 卓陽 (Takuyo Yamada) *¹, 寺地 巧 (Takumi Terachi) *¹

要約 1970年代の沸騰水型軽水炉 (BWR) で、再循環配管の溶接部近傍でオーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れ事象が報告された。この SCC の材料因子は、溶接時の熱影響により粒界炭化物が生成し、それに伴う粒界 Cr 濃度の低下であるとされている。BWR の環境条件は酸素を含む腐食電位の高い条件であり、この環境下の鋭敏化ステンレス鋼の SCC 挙動について多くの研究例がある。一方、加圧水型軽水炉 (PWR) の 1 次冷却水は、水素添加により腐食電位が低く抑えられているため、ステンレス鋼の SCC はこの種の環境下では生じないものと長らく考えられてきた。しかし、強い加工を加えた場合には、非鋭敏化ステンレス鋼でも SCC 進展を生じる場合があることが指摘されている。INSS では、低腐食電位環境での冷間加工ステンレス鋼の SCC 挙動に着目し研究を実施してきたが、類似の環境下で、鋭敏化と加工が複合した「鋭敏化加工ステンレス鋼」に関する検討も実施してきた。本報告では、まず軽水炉における SCC 事例及び研究例を、主として (1) 腐食電位 (と温度) の観点、(2) 鋭敏化と加工度の有無 (複合条件を含む) の観点で分類し概説する。その中で特に脱気高温水中 (低腐食電位) での鋭敏化加工ステンレス鋼の SCC 特性、腐食電位依存性、温度の影響に関するこれまでの研究状況を紹介する。

それら結果、鋭敏化加工ステンレス鋼の SCC 挙動は、腐食電位によって大きく異なり、脱気高温純水中および PWR1 次冷却材模擬水中のような低腐食電位環境下では、酸素を含む高腐食電位条件に比べて、SCC が顕著に抑制的であった。重要な材料因子である鋭敏化 (炭化物、粒界 Cr 濃度) と加工の複合影響については、炭化物、粒界 Cr 濃度、加工の影響をそれぞれ分離した場合と、複合した場合を考える必要がある。またそのそれぞれの影響について、腐食電位による差異、および温度の影響を考慮に入れる必要がある。

キーワード 鋭敏化加工オーステナイトステンレス鋼、高温水中応力腐食割れ、腐食電位依存性、加圧水型原子炉、沸騰水型原子炉

Abstract In the 1970s, stress corrosion cracking (SCC) occurrence was reported in austenitic stainless steels (ASSs) near the weld heat affecting zone (HAZ) of recirculation piping in boiling water reactors (BWRs). The material factor for this SCC is believed to be the intergranular carbides formed by welding heat; these carbides affect the intergranular Cr concentration and cause it to decrease. BWR water is under normal water chemistry (NWC), in other words, there is a condition of high corrosion potential due to including oxygen, and there are many examples of studies on ASSs SCC behavior in this environment. On the other hand, the primary coolant of pressurized water reactors (PWRs) is normally hydrogenated to keep a low corrosion potential, and it has long been believed that SCC of ASSs does not occur in this type of environment. However, it has been pointed out that SCC growth may occur even in non-sensitized ASSs when subjected to strong (cold) working. INSS has focused its research on SCC behavior of cold-worked ASSs in environments with low corrosion potentials and has also conducted studies on “sensitized and cold-worked ASSs (including combined condition)”. In this paper, ASSs of SCC experience in light water reactors (LWRs) and its research examples are categorized and reviewed mainly in terms of (1) corrosion potential (and temperature) and (2) sensitization and cold-work (including combined condition). Especially, corrosion and temperature dependencies on SCC of sensitized and cold-worked ASSs are introduced in de-aerated and hydrogenated high temperature water (low corrosion potential).

The SCC behaviors of sensitized and cold-worked ASSs greatly depend on the corrosion potential, and the SCC in low corrosion potential environments such as de-aerated high-temperature pure water and simulated PWR primary coolant water is significantly more suppressive than that at high corrosion potential. To clarify the effects of sensitization (carbide formation and intergranular Cr concentration) and cold-working on IGSCC, it is necessary to consider these effects separately and then combined. And then effects of corrosion potential and temperature should also be considered.

Keywords sensitized and cold-worked austenitic stainless steel, stress corrosion cracking (SCC) in high-temperature water, corrosion potential dependence, pressurized water reactor (PWR), boiling water reactor (BWR)

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

1. はじめに

オーステナイト系ステンレス鋼は、その良好な耐食性や溶接性、広範な使用実績などから、軽水炉 (light water reactor, LWR) の配管材料などとして、沸騰水型原子炉 (boiling water reactor, BWR) や加圧水型原子炉 (pressurized water reactor, PWR) で使用されている。また、化学プラントなどその他の産業においても広く使用されている。一方で、各々の使用環境下において、多かれ少なかれ応力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) を経験している。軽水炉のSCC事例は、高温高圧水中のSCCとして大別され、常温近傍で経験することの多い他産業のSCC事例とは、ある程度分けて考えられている。しかし、軽水炉の高温高圧水中のSCCとして限定した場合であっても、材料条件や環境条件によってSCC挙動が大きく異なる場合がある。オーステナイト系ステンレス鋼の場合には、軽水炉の特定の条件下においてSCCを生じる場合があるが、過去のSCC経験から現在までのSCC事例の変遷を見ると、それだけでも環境条件と材料条件が多岐に亘り、またそのSCC挙動もその組み合わせによって異なる場合があり、その特性が十分に理解されているとは限らない。INSSでは、PWRの1次冷却材模擬水中のSCCの問題に2000年頃から継続的に取り組んでいる。本報告では、その中で現在でも検討の余地を残していると思われる内容を中心に取り上げて紹介する。

具体的な内容としては、まず紹介する内容の位置付けを説明するために、軽水炉におけるSCC事例を、主として(1)腐食電位 (と温度) の観点および(2) 鋭敏化と加工度の有無 (複合条件を含む) の観点で分類し、第2項「オーステナイト系ステンレス鋼の軽水炉におけるSCC事例と研究例の分類」にて概説する。次に、その中で特に脱気高温水中 (低腐食電位) における鋭敏化加工ステンレス鋼のSCC特性の観点に着目し、これまでの研究状況を、第3項「鋭敏化 (加工) ステンレス鋼のSCC特性」にて紹介する。

なお、「軽水炉のSCC事象」という観点では、PWRの蒸気発生器細管や異材継ぎ手部などに使用されるニッケル基合金およびその溶接金属の応力腐食割れの問題が良く知られており、INSSでも取り組んでいる。また軽水炉のその他の材料条件や環境条件 (外面のSCC, PWRの2次系の問題など) でもSCC事例や研究例⁽¹⁻³⁾があるが、本報告では対象材料としては「オーステナイト系ステンレス鋼」に限定し、また環境条件も「高温水」に限定した。

なお、軽水炉の全般的なSCC経験や研究例に関する1996

年時点の情報は小若の良著⁽¹⁾があり、2012年時点でのレビューは、JAEA-Review 2012-007⁽²⁾が参考になる。また、PWRのSCC経験としては、F. Cattantのハンドブック2020年改訂版に網羅されている⁽³⁾。これらは、本報告においても参考にした。

2. オーステナイト系ステンレス鋼の軽水炉におけるSCC事例と研究例の分類

2.1項にて、軽水炉の環境条件を、まず腐食電位の観点で高腐食電位と低腐食電位に大別する。さらに水質の観点も考慮に入れ、表1のように4つに分類し、2.2項で説明する材料分類との組み合わせで、2.3項にて実機事例や研究事例を紹介する。

表1 軽水炉の腐食電位分類

| 略称 | 腐食電位 | 水質 実機温度 |
|-----------|------|------------|
| BWR (NWC) | 高 | 純水 |
| BWR (HWC) | 低 | ~288°C |
| PWR (DH)* | 低 | ほう酸リチウム水 |
| PWR (DO)* | 高 | ~325°C |

*: 本稿では、便宜上PWRの通常の水素脱気条件をDH、また酸素滞留部など高腐食電位が想定される条件をDOと付記する。

2.1 腐食電位による分類と事例紹介

以下に、本報告における腐食電位による分類の考え方を述べる。なお、軽水炉の水質条件に関する情報は、主として日本原子力学会 水化学部会編の軽水炉の水化学に関する書籍を参考にした^(4, 5)。

BWRにおいては通常水質 (Normal water chemistry, NWC) と水素注入水質 (Hydrogen water chemistry, HWC) に大別される。NWCでは、炉心近傍で水の放射線分解により、酸素や過酸化水素 (H₂O₂) の存在により高い腐食電位が想定される環境である。この環境を模擬するラボ試験では、溶存酸素 0.2 ppm (dissolved oxygen, DO) や 8 ppm DO (大気飽和) の環境条件が選択されることが多い。一方で、海外のBWRプラントや国内の一部のプラントでは、SCC緩和策として、この腐食電位を低く抑えるために水素注入や貴金属注入が実施される場合があり、その場合HWCと呼ばれ、低腐食電位が想定される。

PWRの1次冷却材においては、通常、水素の添加により腐食電位が低く抑えられているため、低腐食電位が想定される。しかし、PWRにおいても、キャノピーシールやデッドレグなど酸素の滞留の可能性のある部位では、1次冷却水中に酸素を含む場合があり、その場合には高い腐食電位の想定が必要である。

BWRとPWRの標準的な水質は、前者の場合は高純度純水が想定され、後者の場合はホウ素(B)とリチウム(Li)を含み、また系統や運転状況によってその濃度が異なる⁽⁴⁾。さらに炉型や系統によって温度も異なるので、実機を系統部位毎に適切に評価する場合にはその点も考慮に入れる必要があるが、本報告では単純化して、これら分類した4つの環境条件を便宜上、表1のように整理した。

なお、水質の観点では水中の塩素イオンなど、SCCに影響することが知られているイオン種がいくつかあり、それらの影響を調べた研究例も多数ある⁽¹⁾。さらに軽水炉ではそれらの不純物の管理基準を設け、適切に水質をコントロールしている^(4, 5)。これらの影響に関する検討も、軽水炉のSCC挙動を考える上で極めて重要であるが、本報告では分類の単純化のために扱わない。

2.2 材料条件による分類

材料条件については、前述の通りオーステナイト系ステンレス鋼に限定し、その範囲内で分類する。プラント使用材料の変遷で見ると、溶接熱影響部での挙動を模擬した場合、鋭敏化の影響を受けるものと、鋭敏化対策のために炭素を低減した低炭素ステンレス鋼(非鋭敏化材)に大別される。前者を鋭敏化ステンレス鋼と分類した。後者の非鋭敏化ステンレス鋼がSCCを生じる場合には、加工の影響が大きいと考えられている⁽²⁾ため強加工ステンレス鋼と分類される場合があり、またラボ試験でも冷間加工を付与するケースが多い。そこで本報告では、後者を敢えて非鋭敏化(加工)ステンレス鋼と表現し、分類した。さらに、この大別から漏れる条件として、鋭敏化と加工が複合した条件として、鋭敏化(加工)ステンレス鋼を分類に加えた。各項で説明するが、加工後鋭敏化する場合と鋭敏化後加工する場合は、その挙動や考え方が異なる。さらに照射の影響を受けた場合には、(irradiate assisted stress corrosion cracking, IASCC)として分類され、本報告の分類に対し類似点と相違点があるが、説明が複雑になるので本報告では割愛する。その他材料条件の詳細については、各項で説明する。

以上の表1の環境条件と2.2項の材料条件の組み合わせで分類(一部省略、あるいは統合)し、2.3項にて、各々の組み合わせ条件での実機事例や研究例を紹介する。

2.3 実機事例と研究事例

以降、高腐食電位については(1)、低腐食電位については(2)として、その各々の環境条件と材料条件を組み合わせで分類し説明する。

分類(1)a：高腐食電位 BWR(NWC) + 鋭敏化ステンレス鋼

1970年代のBWRで、オーステナイト系ステンレス鋼製の再循環配管などで報告されたSCC事象の材料因子は、溶接時に550~800°Cに曝されることによって粒界にM₂₃C₆炭化物(Mは主としてCrやFe)が生成し、その生成に伴う粒界Cr濃度の低下により、粒界の耐食性が低下するためとされている^(1, 2, 6, 7)。また、この場合のBWRの環境は通常水質(NWC)であり、言い換えれば酸素を含む高腐食電位環境が想定されている。このため、BWR(NWC)を想定した環境のSCC研究例では、酸素を含む高温純水中において、鋭敏化ステンレス鋼のSCC挙動評価が1970年代を中心に多数実施された。実機事例や研究例は、小若らや明石らの優れた解説がある^(1, 6)。

溶接熱影響部には、鋭敏化の問題もあるが、同時に溶接時の熱収縮による塑性変形も生じるため、多かれ少なかれ塑性変形により加工の影響を受け硬化する。しかし、初期の鋭敏化ステンレス鋼のSCC研究では、必ずしも溶接熱影響部そのものを用いたものばかりでなく、鋭敏化を模擬した熱処理のみを実施した材料が多く用いられ、加工の影響を考慮していないものも多かった。一部、加工+鋭敏化の複合効果(加工後に鋭敏化処理)を検討した報告例もあるが、炭化物を粒内等に優先的に析出させることにより、粒界の炭化物を低減し、耐SCC性を向上せしめようとするものであり⁽¹⁾、後述する鋭敏化+加工の複合効果(鋭敏化処理後に加工)とは、趣旨が異なる。鋭敏化後に加工を加える条件の趣旨については後述する。

なお、小若の解説書⁽¹⁾と明石の報告⁽⁶⁾では、主として1970年代の問題を扱っており、現在から取り組むべきSCCの知見とは必ずしも整合しない部分もあり、注意深く読む必要があるが、当時の実機事例や、国内外の取組が詳細にまとめられている。

分類(1)b : 高腐食電位 BWR (NWC) + 非鋭敏化 (加工) ステンレス鋼

1970年代にBWRで鋭敏化ステンレス鋼のSCCを経験した後、鋭敏化対策材(鋭敏化を起こしにくいステンレス鋼)として開発された低炭素ステンレス鋼においても、1990年代の後半からBWRのシュラウドや再循環配管の溶接熱影響(heat affected zone, HAZ)部でのSCC事例が報告された^(8, 9)。この「非鋭敏化」低炭素ステンレス鋼のSCC事例では、材料因子として表面の強い加工や溶接熱影響などによる硬化が影響したと考えられている⁽⁹⁾。この後、BWR(NWC)環境を想定し、酸素を含む高温純水中において、非鋭敏化(加工)ステンレス鋼のSCC挙動評価が2000年代を中心に実施され、SCC進展速度が加工により促進されるなど、そのSCC特性はある程度把握されている⁽⁹⁾。

分類(1)c : 高腐食電位 PWR (DO) + 鋭敏化 (加工) ステンレス鋼

PWRの1次冷却材環境下では、通常水素脱気により腐食電位が十分に下げられた環境となっているが、一部キャノピーシールやデッドレグなどの酸素滞留が想定される場合がある(近年の国内プラントでは、このような酸素滞留が生じないような構造変更(キャノピーシール部の廃止)⁽¹⁾や水質管理⁽⁴⁾がなされているようである)。このような特殊な場合には、鋭敏化ステンレス鋼や強加工ステンレス鋼によるSCC事例が報告されている^(3, 10, 11)。この場合、PWRであってもBWR(NWC)と同様に高腐食電位が想定されるが、PWRの場合には、さらにB, Liなどを含む環境となっているため、その点を考慮した環境条件での評価が必要となる。また、1次冷却材系統全体を考えた場合には、部位によって温度やB, Li濃度も異なる。そのような環境条件も考慮した研究も報告されている⁽¹⁰⁾。また、鋭敏化(加工)ステンレス鋼のSCC特性については、腐食電位依存性の観点で、調べられた結果も報告されているので、(2)c項で説明する。

なお、フランスÉlectricité de France, EDFのPWRプラントでは316L材など低炭素ステンレス鋼が採用⁽¹¹⁾されており、また国内でもステンレス鋼中の炭素(C)含有量がある程度制御⁽⁹⁾されているようであり、オーステナイト系ステンレス鋼の鋭敏化抑制対策はある程度なされている。環境面でも酸素の残留を抑制するような水質管理⁽⁴⁾などがなされており、現在のPWRプラントでは高腐食電

位環境下の鋭敏化ステンレス鋼のSCCが発生する可能性は限定的と考えられる。

分類(2)a : 低腐食電位 BWR (HWC) + 非鋭敏化 (加工) ステンレス鋼

BWRでは、腐食電位の低減によるSCC予防保全策としてHWCあるいは貴金属注入が適用されている場合がある^(4, 5)。BWR(HWC)環境下のSCC研究事例では、強い加工を加えたオーステナイト系ステンレス鋼のSCC進展が、この環境改善により緩和することなどが報告されている⁽¹²⁾。

分類(2)b : 低腐食電位 PWR (DH) + 非鋭敏化 (加工) ステンレス鋼

PWRの通常の1次冷却材環境のような低い腐食電位環境下においては、従来オーステナイト系ステンレス鋼でSCCは起こらないとされてきた。しかし近年では、フランスにおける強い冷間加工を受けたtype316L製のヒータシースのSCC事例⁽¹³⁾、冷間加工されたtype316L製ボルトのSCC事例⁽¹⁴⁾、日本におけるセーフエンド配管(SUS316製)溶接熱影響部近傍の粒界割れ事例^(15, 16)、スプレイ配管(SUS316製)溶接熱影響部の粒界割れ事例⁽¹⁷⁾、フランスにおける安全注入系配管(type316LN製)の溶接熱影響部のSCC事例⁽¹⁸⁾が報告され、いずれの場合も明瞭な鋭敏化は確認されておらず、SCCの材料因子としては表面などの強い加工、製造工程上の加工硬化や溶接熱影響による特異な硬化などが影響したものと推定されている。

INSSでは、この強加工を付与したオーステナイト系ステンレス鋼のPWR1次冷却材環境下のSCC特性について、2000年頃から研究に取り組み、その成果はElectric Power Research Institute, EPRIのmaterial reliability program, MRP-458⁽¹⁹⁾にも取り込まれている。また、HAZ硬化部のSCC進展挙動についても取り組んでおり、その取り組み状況については、2023年度のINSSジャーナルにて取り纏めて報告⁽²⁰⁾している。

なお、フランスEDFのSCC事例では、その後の検査プログラムで類似箇所のSCCが複数報告されているが、日本の場合には2020年のスプレイ配管の事例以降の国内の追加検査プログラムで新たな粒界割れは確認されていない。フランスの事例では、運転条件にもよるが、運転中わずかに存在する可能性のある酸素の影響の可能性や、熱成層に伴う変動荷重の影響の可能性なども議論されているが、現時点でそれらがどの程度影響するのかについて定量

的な見解は無いようである。今後の議論や研究の深化が望まれる。なお、フランス EDF の事例について厳密な意味での腐食電位の分類は難しさもあるが、ここでは低腐食電位として分類した。

分類(2)c：低腐食電位 BWR (HWC), PWR (DH) + 鋭敏化 (加工) ステンレス鋼

1970 年代の BWR で、オーステナイト系ステンレス鋼製の再循環配管などで報告された SCC 事象は、溶接熱影響部での事象である。したがって、対象部位では鋭敏化も生じるが同時に溶接時の熱収縮による塑性変形 (加工) も生じるため、多かれ少なかれ加工の影響を受け硬化する。この鋭敏化と加工の複合状態での SCC は、高腐食電位の場合には、1970 年代の BWR で既に経験していたとも考えられるが、低腐食電位での事例はないものと思われる。高腐食電位で行われた研究事例では、鋭敏化状態だけを促進条件として付与した材料条件での評価が多く、鋭敏化と加工の複合的な影響に着目して評価し、且つ議論した結果は限定的と思われる。低腐食電位での研究結果となると、さらに限定的であろう。

INSS の研究事例では、分類(2)b の PWR (DH) 環境下の非鋭敏化 (加工) ステンレス鋼の SCC 挙動だけでなく、分類(2)c の鋭敏化 (加工) ステンレス鋼の低腐食電位環境下の SCC 挙動について着目し、2003 年頃から数年間をかけて SCC 特性評価に関する研究を実施した。その研究で使用した材料条件は、鋭敏化と加工が複合した条件として、鋭敏化後に加工する条件であり、粒界炭化物が IGSCC を抑制することを意図した検討であった。したがって、その場合の加工の影響については加速条件の意味合いが強い。

この関連研究の一つは、2004～2006 年度にかけて、「粒界型応力腐食割れ(IGSCC)抑制のための炭化物析出条件に関する研究」原子力安全基盤調査研究として、実施した⁽²¹⁻²³⁾。またこれらの成果については、INSS ジャーナルや国際会議論文への投稿を実施した⁽²⁴⁻²⁷⁾。これらの研究での環境条件は、BWR (HWC) に近い脱気、あるいは 0.3 ppm DH の高温純水を選択した。試験温度は、BWR (HWC) で良く使用される 288°C とは異なる温度 (320°C) を選択したが、低腐食電位条件である。さらに、同時期に

は INSS の自社研究として、PWR (DH) 環境下で、鋭敏化 (加工) ステンレス鋼の SCC 特性についても検討を実施し報告している⁽²⁸⁻³¹⁾。それらの結果は、INSS モノグラフ⁽³²⁾にも一部集約している。また、近年、米国の Naval Nuclear Laboratory, NNL の D. Morton らも、鋭敏化 (加工) ステンレス鋼の低腐食電位条件での SCC 進展挙動を調べ、INSS の報告例と類似する結果も報告している⁽³³⁾。

この組み合わせでの SCC 挙動については、INSS あるいは NNL 以外からの報告例はほとんどないが、高経年化プラントの SCC 挙動予測、あるいは次世代プラントを含めた SCC 対策材や緩和策を考える上で、改めて参考になる部分もあるように思われる。そこで、それらの結果から、得られた主要な知見については、第 3 項「鋭敏化 (加工) ステンレス鋼の SCC 特性」にて紹介する。次に第 4 項にて、現在までの知見の整理と、さらに検討すべき項目などについても考察する。

3. 鋭敏化 (加工) ステンレス鋼の SCC 特性

本項では、2.3 項(2)c で紹介した脱気高温純水中⁽²¹⁻²⁷⁾および PWR1 次冷却材中⁽²⁹⁻³¹⁾の鋭敏化 (加工) ステンレス鋼の SCC 特性について、現在までの知見を紹介する。一連の研究では、腐食電位依存性比較のために、高腐食電位条件での SCC 挙動評価も実施している。この種の取り纏めは、有岡らのモノグラフ⁽³²⁾においても、一部紹介されており重複する部分もあるが、改めて紹介する。

構成としては、3.1 項で供試材条件の抜粋を、3.2 項で SCC 進展試験条件を、3.3 項では主要な結果を紹介する。

3.1 供試材条件

脱気高温水中および PWR 1 次冷却材模擬水中の SCC 進展試験には、SUS316 と SUS304 ステンレス鋼を基本素材とし、鋭敏化+加工条件を設定した。なお、脱気高温水中の研究では、Cr 濃度を 20%まで増加させたモデル合金なども用いたが、表 2 には代表使用材料の化学組成のみを示した。また代表条件の熱処理+冷間加工条件、それぞれのエッチング後の粒界の scanning electron microscopy, SEM 像、粒界組成分析結果を図 1 に示す。SUS316 (溶体化)

表 2 供試材の化学組成 (wt.%) (溶鋼分析)

| | C | Si | Mn | P | S | Cr | Ni | Mo | Fe |
|--------|------|------|------|--------|--------|-------|-------|------|------|
| SUS316 | 0.05 | 0.44 | 1.42 | 0.0024 | 0.0005 | 16.47 | 11.05 | 2.08 | Bal. |
| SUS304 | 0.04 | 0.31 | 1.57 | 0.0029 | 0.001 | 18.33 | 9.21 | - | Bal. |

+20%CW の(a)では、粒界に炭化物はなく、粒界のCr濃度は若干増加しており、鋭敏化の兆候は見られない。鋭敏化+20%CW条件の(b)では、650°C×48hの鋭敏化熱処理を施した後、20%CWを付与した。この鋭敏化条件では粒界に高密度な粒界炭化物が析出し、また明瞭な粒界Cr濃度の低下が観察される。さらに鋭敏化後回復熱処理+20%CW材の(c)（粒界炭化物を残し、粒界Cr濃度のみの回復を意図した回復熱処理）では、粒界に炭化物が高密度に存在し、粒界Cr濃度はわずかに減少しているものの、650°C×48hの鋭敏化材(b)に比べると概ね回復していた。

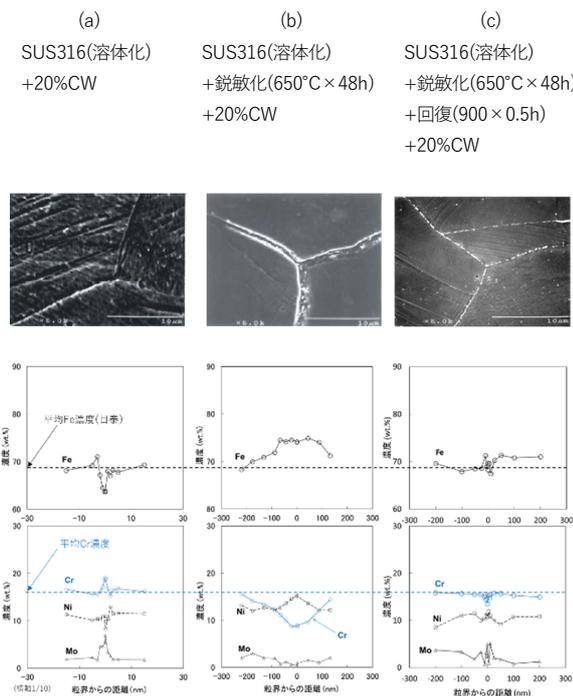


図1 供試材の熱処理加工条件（上段）、エッチング後の粒界外観（中段）、粒界組成分析結果（下段）^(24, 25)

3.2 SCC進展試験条件

供試材は、図1のように各種熱処理後に20%の圧下率で冷間加工し、その後、ASME E399⁽³⁴⁾により定められた厚さ(t)12.5mmのコンパクト・テンション（以下0.5tCTと称す）試験片をT-S方位で採取しSCC進展試験に供した。なお、INSSでの初期のIGSCC評価には、slow strain rate technique, SSRT試験も適用しているが、本報告ではSCC進展試験の結果を中心に紹介する。

低腐食電位条件のSCC進展試験は、脱気、あるいは0.3

ppm DHの高温純水320°Cの試験⁽²¹⁻²⁷⁾と、PWR1次冷却材模擬水（500 ppm B+2 ppm Li+30cc DH）中、290~360°Cで実施した⁽²⁸⁻³¹⁾。比較のための高腐食電位の試験では各々同様の水質に溶存水素を除く、8 ppm DOの溶存酸素を添加した条件で実施した。試験開始時の応力拡大係数は、 $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ となるように一定荷重を付与した。試験時間は700h程度を目安とし、単独条件での試験とした。試験中のその場き裂モニタリング法であるpotential drop measurement, PDMは、ほとんどの試験で適用しなかった。なお、非鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC進展試験のPDMを適用した試験実績では、20%CW316材の320°CでのSCC進展試験の場合、負荷開始直後から概ね一定速度で進展する傾向があることを確認している。その他の試験条件詳細は、適宜、図あるいは文章で補足する。

3.3 SCC進展試験結果

鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC特性は、低腐食電位での挙動と高腐食電位の挙動の比較のために、両方の条件で実施した結果も多い。主要なデータを引用しつつ、腐食電位を丁寧に分類しながらSCC特性について紹介する。

図2は、BWR（HWC）に近い（ただし、温度は320°C）低腐食電位条件でのSCC進展の結果で、鋭敏化条件毎に比較したものである。非鋭敏化（加工）ステンレス鋼は、この環境条件で 10^{-7} mm/sec オーダーのSCC進展を示すが、650°Cの鋭敏化時間が長くなるにつれて、SCC進展速度が遅くなり、SUS316の場合650°C×48hの鋭敏化条件では、明確な抑制傾向を示した。

図3は、低腐食電位と高腐食電位で、各種鋭敏化及び鋭敏化+回復処理材でSCC進展を評価し、粒界炭化物占有率に対して整理したものである。黒で示した低腐食電位のSCC進展速度は、粒界炭化物占有率が60%で抑制が明瞭になった。炭化物の生成と同時に生じている粒界Cr濃度の低下は、SCC進展に影響していなかった。母材のCr濃度を变化させたモデル合金のSCC進展とCr濃度の関係では、低腐食電位環境下であってもCr濃度の低下はSCC進展速度を増加させる⁽²⁹⁾。その傾向と考え合わせると、低腐食電位中の粒界炭化物の抑制効果は、Cr濃度の低下による悪影響があっても有効と考えられる。

一方、赤で示した高腐食電位のSCC進展は、鋭敏化によりSCC進展がわずかに増加した。非鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC進展は、強い加工の影響により、既にSCC進展が増加しているため、非鋭敏化条件でも 10^{-7} mm/sec オーダーのSCC進展速度を示した。その値に対しては、粒界炭

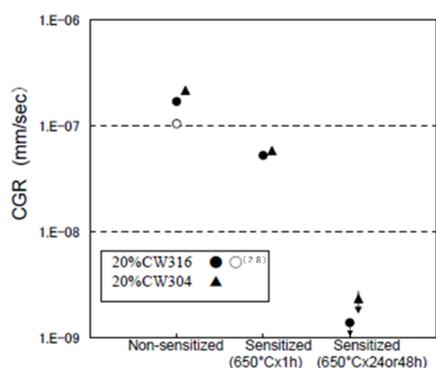


図2 鋭敏化処理条件毎の20%CW316と20%CW304のSCC進展速度の比較⁽²⁷⁾
 「低腐食電位：BWR (HWC)」
 (脱気、0.3ppmDH, 320°C高温純水中)

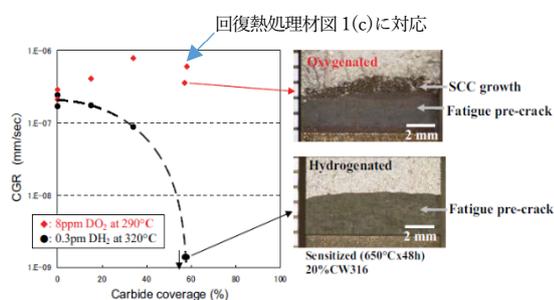


図3 各種熱処理条件毎の20%CW316材でのSCC進展速度と粒界Cr占有率の関係⁽²⁷⁾
 黒：低腐食電位：BWR (HWC) (320°C)
 赤：高腐食電位：BWR (NWC) (290°C)
 (水質は高純度水)

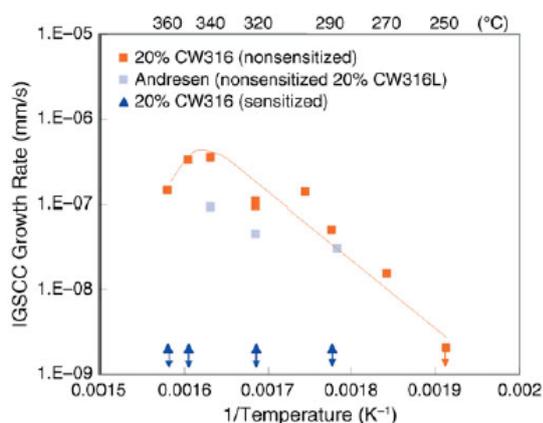


図4 鋭敏化/非鋭敏化20%CW316材でのSCC進展速度の温度依存性⁽³¹⁾
 「低腐食電位：PWR (DH)」
 (水質はハウ酸リチウム水)

化物占有率や粒界Cr濃度の影響はあまり大きくなかったものと考えられる。回復熱処理材(粒界炭化物を残し、粒界Cr濃度のみの回復を意図した)でも、SCC進展は、非鋭敏化材に比較してわずかに増加し、鋭敏化材ともあまり変わらない値となった。この回復熱処理材は、図1(c)に示したようにCr濃度が改善しているが、SCC進展は改善しなかった。これは粒界Cr濃度の回復が不十分だった可能性、粒界炭化物自体も高腐食電位中ではSCC促進因子になり得る可能性などを示唆するが、詳細は不明である。また、冷間加工との重畳により、その仮定した挙動は変わり得ることが予想されるので、今後慎重な評価が望ましい。

図4は、低腐食電位で、鋭敏化および非鋭敏化(加工)ステンレス鋼(20%CW316)のSCC進展速度の温度依存性を取りまとめたものであり、三角で示された鋭敏化(加工)ステンレス鋼は、PWR1次冷却水中で、明確なIGSCC抑制傾向を示しており、図2の脱気条件での低電腐食電位の結果と類似している。なお、この鋭敏化条件は650°C×48hで、粒界炭化物占有率は60%程度である。

図5は、低腐食電位(320°C)のSCC進展速度を、溶存水素濃度に対してプロットしたものである。非鋭敏化(加工)ステンレス鋼が、 10^{-7} mm/sec近傍にプロットされているのに対して、鋭敏化(加工)ステンレス鋼のSCC進展速度は 10^{-9} mm/sec近傍(下矢印は、SCC進展がなかったもの)にプロットされ、明確にIGSCC進展が抑制されている。またそのIGSCC進展抑制傾向は、溶存水素濃度や水質(純水、B+Li水)には、あまり影響されなかった。

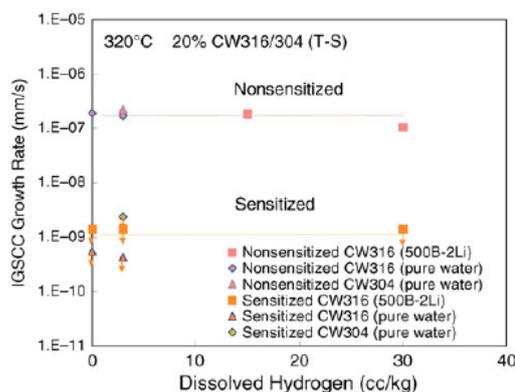


図5 鋭敏化および非鋭敏化20%CW316/304材のSCC進展速度のDH依存性⁽³¹⁾
 「低腐食電位：PWR(DH), BWR(HWC)」

図6に、高腐食電位条件(PWR(DO))での、鋭敏化(加工)ステンレス鋼のSCC進展の温度依存性を示した。比較

のため非鋭敏化（加工）ステンレス鋼のデータも同時に示した。鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC進展の温度依存性は、290°C近傍でピークを持つ。これは、従来BWR(NWC)環境下の鋭敏化ステンレス鋼で報告されている温度依存性⁽³⁵⁾と類似している。一方で非鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC進展は、340°C近傍にピークを持ち、鋭敏化（加工）ステンレス鋼とは、ピークを持つ挙動が類似しているものの、ピークの位置が異なる。

このようなピークを持つ温度依存性については、図4に示した低腐食電位下の非鋭敏化（加工）ステンレス鋼でも観察される挙動である。なお、低腐食電位環境下で鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC進展については、290~360°Cの範囲でSCC進展が観察されない（図4）こともあり、ピークを持つ温度依存性は確認されていない。このようなSCC挙動は、応力条件、冷間加工条件や環境条件などによって変化しうると考えられるので、もう少し広範囲の条件での検証が望まれる。

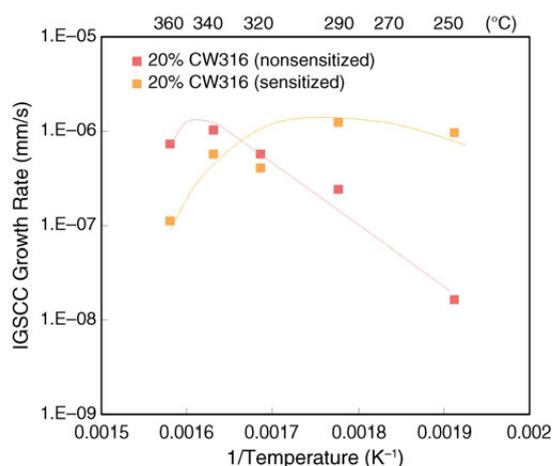


図6 鋭敏化および非鋭敏化20%CW316材のSCC進展速度の温度依存性⁽³¹⁾
「高腐食電位：PWR(DO)」

4 考察

4.1 鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC特性に及ぼす温度の影響

3.3項でも説明したように、高腐食電位環境下では、鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC進展の温度依存性は、ピークを持つ温度依存性を示す（図6）。非鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC進展の温度依存性も、ピークの位置は異なる

が、類似の傾向を示す。高腐食電位では、過去の報告例でも類似のSCC進展の温度依存性を示す報告もあるので、以下の引用を行い、傾向を比較する。

高腐食電位環境下の他の研究例では、Andresen⁽³⁵⁾は鋭敏化304鋼のBWR(NWC)でのSCC進展速度の温度依存性がピークを持ち、そのピークは環境中の不純物イオンの影響を受けることなどを指摘している。また、ピークを持つ挙動は、SCC進展試験だけでなくSSRT試験でも観察されており、研究事例により挙動（ピーク位置や最大値）に差があるようである。有岡ら⁽³⁶⁾は、鋭敏化316/304鋼のPWR(DO)環境下のIGSCCをSSRT試験で調べ、IGSCC進展速度の温度依存性がピークを持つ挙動を報告している。また、高濃度ほう酸水中では、IGSCCが抑制する挙動なども報告している。このように高腐食電位環境下では、SCC進展速度の温度依存性がピークを持つ挙動自体は、ある程度共通するものと思われるが、各種の環境影響因子等によってそのピーク位置が移動するなど、その機構や精緻な影響程度の検討には、課題が残されているものと思われる。

一方で、低腐食電位中では、非鋭敏化（加工）ステンレス鋼の場合に、SCC進展速度のピークを持ち（図4）、そのピーク位置は加工度によって変化する⁽³¹⁾。

このようなピークを持つ温度依存性を示す機構、またそのピーク位置が移動する影響因子とその影響程度の定量化などについては、対象条件の範囲によっては今後明らかにすべき事項のように思われる。また、ピークを持つ理由については、高腐食電位と低腐食電位で同じ理由なのかどうか、などの視点も重要であろう。

4.2 鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC特性の整理とその他の考慮すべき影響因子

本報告では、鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC特性に着目し、過去の研究成果を取りまとめて紹介した。その結果、鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC挙動は、腐食電位によって大きく異なり、脱気高温純水中およびPWR1次冷却材模擬水中のような低腐食電位環境下では、酸素を含む高腐食電位条件に比べて、SCCが顕著に抑制的であった。重要な材料因子である鋭敏化（炭化物、粒界Cr濃度）と加工の複合影響については、炭化物、粒界Cr濃度、加工の影響をそれぞれ分離した場合と、複合した場合を考える必要がある。またそのそれぞれの影響について、腐食電位による差異、および温度の影響を考慮に入れる必要がある。

以下に、現状の報告結果から、個別の材料因子を分解して評価した場合には、以下のように考えられる。

高腐食電位の場合：

- (1) 鋭敏化はIGSCCに悪影響を及ぼす。
- (2) 粒界Cr濃度の低下は、IGSCCに悪影響を及ぼす。
- (3) 粒界炭化物のIGSCCへの影響は不明瞭である。
- (4) 強い加工は、IGSCCに悪影響を及ぼす。
- (5) 鋭敏化と加工（鋭敏化後加工）が複合した場合も、IGSCCに悪影響を及ぼす。
- (6) 鋭敏化ステンレス鋼のIGSCCの温度依存性はピークを持つ。そのピークは環境（不純物、ホウ酸濃度）などの影響を受ける。

低腐食電位の場合：

- (1) 鋭敏化はIGSCCを抑制する。
- (2) 粒界Cr濃度の低下は、IGSCCに悪影響を及ぼす。
- (3) 占有率60%以上の粒界炭化物は、IGSCCを明確に抑制する。
- (4) 強い加工は、IGSCCに悪影響を及ぼす。
- (5) 鋭敏化と加工（鋭敏化後加工）が複合した場合、炭化物占有率60%で20%CWの場合では、290～360°Cの範囲でIGSCC抑制が維持される。
- (6) 鋭敏化（加工）ステンレス鋼のIGSCCは、290～360°Cの範囲で温度依存性がない。この温度依存性については、試験温度範囲、鋭敏化条件、加工度条件、応力条件の組み合わせや、その他の影響因子の詳細評価が望まれる。

以上の本研究で対象とした材料条件は、鋭敏化模擬（加速）条件と加速要因としての20%冷間加工を付与した条件であり、実機の溶接熱影響部を模擬する条件として考えた場合には、鋭敏化の観点でも加工の観点でも、過剰な条件設定と考えられる。実験結果を実機条件での予測に使用する場合には、使用条件に応じた加速要因の補正（および加速要因の補正が可能な範囲での条件設定）などが必要と考えられることを付記しておく。

5 まとめ

本報告では、オーステナイト系ステンレス鋼の軽水炉におけるSCC挙動について、腐食電位（および試験温度）と主要材料因子（鋭敏化と加工の有無）の観点で分類し、そのうえで、鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC特性について、INSSの研究成果を中心に紹介した。

本報告がオーステナイト系ステンレス鋼の軽水炉におけるSCC事象に関する現在の状況について、原子力分野のSCC研究者、あるいは他産業のSCC研究者の知見の整

理の一助になれば幸いである。なお、原子力分野のSCC研究者にとっては、本解説に異論や疑問のある部分もあろうかと思われる。本報告に対する批判も含めて、現状の問題や将来の問題を考える何らかのきっかけになれば幸いである。

謝辞

本報告は、主として2003～2007年頃に実施し公開済みの研究成果を、鋭敏化（加工）ステンレス鋼のSCC特性の観点で改めて取り上げて紹介したものである。当時一連の研究を遂行するにあたり、腐食試験等の実施や各種の試験準備にあたっては、(株)原子力安全システム研究所の諸先輩やかつての同僚、助勢員などにかかわって頂いた。全員の名前を記載することは控えるが、本報告の執筆時現在の在籍者においては、高経年化研究グループ村上公治氏、黒崎登氏の、腐食試験の事前準備、運用、試験後の分析準備などへの多大な協力があつた。この場を借りて謝意を表します。

引用した研究結果の一部は、独立行政法人原子力安全基盤機構の原子力安全基盤調査提案公募研究「粒界型応力腐食割れ(IGSCC)抑制のための炭化物析出条件に関する研究」（平成16、17、18年度）の一環として実施された。

引用文献

- (1) 小若正倫, アグネ承風社, “新版 金属の腐食損傷と防食技術”, 1995年9月25日新版発行
- (2) 山本正弘, 加藤千明ら, “軽水炉の応力腐食割れ(SCC)事象とその評価手法 - 炉内構造物・配管の高経年化事象予測に向けたSCC評価法 技術資料集”, JAEA-Review 2012-007, (2013)
- (3) F. Cattant, “Materials Aging in Light Water Reactors, Handbook of Destructive Assays 2020 Revision, EDF and MAI, (2020).
- (4) 日本原子力学会 水化学部会編, コロナ社, “原子炉水化学ハンドブック”, 2022年9月改訂
- (5) 「水化学最適化」研究専門委員会編, “原子力プラントの水化学最適化の実績と将来展望”, 2003年8月, 日本原子力学会発行
- (6) 明石正恒, “BWR 環境における鋭敏化ステンレス鋼の粒界応力腐食割れ”, 防食技術, 29, pp. 142-151(1980). BWR 環境における鋭敏化ステンレス鋼の粒界応力腐食割れ

- (7) 明石正恒, “ステンレス鋼の鋭敏化と BWR 模擬水中における粒界応力腐食割れの関係”, 防食技術, 30, pp.559-564 (1981).
- (8) 経済産業省 原子力安全・保安院, 「炉心シユラウドおよび原子炉再循環系配管の健全性評価について—検討結果の整理—」, 経済産業省白書・報告書, (2004) .
- (9) 鈴木俊一, “解説シリーズ 技術継承私塾, 2. 沸騰水型軽水炉用構造材料の高経年化と炉の安全性・信頼性評価 第1回 低炭素ステンレス鋼の応力腐食割れについて”, 日本原子力学会誌, Vol.64, No.4, p.216, (2022).
- (10) 有岡孝司, 山田卓陽, 寺地巧, 福村卓也, “PWR1 次系環境でのステンレス鋼の SCC 挙動, 第3章 PWR1 次系の酸素滞留域および高濃度ほう酸域での SCC 挙動”, INSS MONOGRAPHS No.5, (2012).
- (11) G. O. Ilevbare, F. Cattant and N. K. Peat, “SCC of Stainless Steels under PWR Service Conditions”, Fontevraud 7, A115 T03, (2010).
- (12) P.L. Andresen, M. M. Morra, “IGSCC of non-sensitized stainless steels in high temperature water”, Journal of Nuclear Materials 383, pp.97-111, (2008).
- (13) T. Couvant, P. Moulart, L. Legras et al., PWSCC of austenitic stainless steels of heaters of pressurizers, Proc. Int. of Fontevraud 6, (2006).
- (14) IRSN Report DG/2013-00005-EN, p.29, “IRSN's Position on Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France, 2012”
- (15) T. Shoji, K. S. Lu, S. Hirano et al., Effects of Cold Work and Stress on Oxidation and SCC behavior of Stainless Steels in PWR Primary Water Environments, Proc. Int. Symp. Fontevraud 7, Sept. 26-30(2010).
- (16) N. Matsubara, T. Kobayashi, K. Fujimoto, Y. Nomura, N. Chigusa, S. Hirano, Fontevraud VII (2010).
- (17) ニューシア, “大飯発電所3号機 加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示”, 2020-関西-M0003 Rev.6, 更新日 2022/07/27
- (18) ASN, <https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-phenomenon-detected-on-the-safety-injection-system-of-civaux-npp-reactor-1>, 公開日 2021/12/21
- (19) EPRI, 2022 technical report, Materials Reliability Program: Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments (MRP-458).
- (20) 山田卓陽, 有岡孝司, “オーステナイト系ステンレス鋼溶接熱影響部の高温水中 SCC 進展挙動—これまでの研究状況と今後の課題—” INSS JOURNAL, Vol.30, p.222 (2023).
- (21) 原子力安全システム研究所 「粒界型応力腐食割れ (IGSCC)抑制のための炭化物析出条件に関する研究報告書」平成 16 年度度原子力安全基盤調査研究 (2005.3)
- (22) 原子力安全システム研究所 「粒界型応力腐食割れ (IGSCC)抑制のための炭化物析出条件に関する研究報告書」平成 17 年度度原子力安全基盤調査研究 (2006.3)
- (23) 原子力安全システム研究所 「粒界型応力腐食割れ (IGSCC)抑制のための炭化物析出条件に関する研究報告書」平成 18 年度度原子力安全基盤調査研究 (2007.3)
- (24) 山田卓陽, 寺地巧, 有岡孝司, “脱気高温水中におけるステンレス鋼の応力腐食割れ—粒界炭化物析出による SCC 抑制効果—” INSS JOURNAL, Vol.13, p.194 (2006).
- (25) 山田卓陽, 寺地巧, 宮本友樹, 有岡孝司, “脱気高温水中におけるステンレス鋼の応力腐食割れ—粒界炭化物析出による SCC 抑制効果, および Mo と Cr の影響評価—” INSS JOURNAL, Vol.14, p.197 (2007).
- (26) T. Yamada, T. Terachi and K. Arioka, “Effect of Grain Boundary Carbide on IGSCC Propagation in Stainless Steel under Deaerated and Hydrogenated High-Temperature Water Conditions” Proc. of the Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, (Jeju Island, Korea, 2006).
- (27) T. Yamada, T. Terachi, K. Arioka, “Effect of Grain Boundary carbide on IGSCC growth of austenitic stainless steels in high-temperature pure water”, Corrosion/2008, Paper No. 08596 (2008).
- (28) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi, G. Chiba, “Influence of Carbide Precipitation and Rolling Direction on IGSCC Growth behaviors of Austenitic Stainless Steels in High Temperature Water”, 12th International Conference on Environment Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors-, TMS, (2005).
- (29) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi, R. W. Staehle, “Intergranular Stress Corrosion Cracking Behavior of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated High - Temperature Water”, Corrosion, 62, p.74, (2006)._SSRT

- (30) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi, G. Chiba, “Influence of Carbide Precipitation and Rolling Direction on Intergranular Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated High-Temperature Water”, *Corrosion*, 62, p.568, (2006)._CT
- (31) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi, T. Miyamoto, “Dependence of Stress Corrosion Cracking for Cold-Worked Stainless Steel on Temperature and Potential, and Role of Diffusion of Vacancies at Crack Tips”, *Corrosion*, 64, p.691, (2008).
- (32) 有岡孝司, 山田卓陽, 寺地巧, 福村卓也, “PWR1 次系環境でのステンレス鋼の SCC 挙動, 2.3.4 項 鋭敏化依存性とその電位の影響”, *INSS MONOGRAPHS No.5*, (2012).
- (33) D. Morton, E. West, T. Moss, G. Newsome, “The Temperature Functionality of Sensitized Stainless Steel SCC Growth in Deaerated Water”, 20th International Conference on Environment Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors-, (2022) Paper No. 17110.
- (34) ASTM E399-90 (Reapproved 1997) ,“Standard Test Method for Plane-Strain Fracture Toughness of Metallic Materials ”, p.15-17.
- (35) P. L. Andresen, “Effects of Temperature on Crack Growth Rate in Sensitized Type 304 Stainless Steel and Alloy 600”, *Corrosion* 49, No.9, p.714(1993).
- (36) K. Arioka, M. Hourai, S. Okamoto, K. Onimura, “The Effects of Boric Acid, Solution Temperature, and Sensitization on SCC Behavior under Elevated Temperature Water ”, *Corrosion/1983*, Paper No. 00135 (1983).

編 集 委 員 会

編集委員長 松村 孝夫 (取締役社長・所長)

編集委員 西井 洋 (取締役・副所長)
小泉 潤二 (社会システム研究所長)
片岡 勲 (技術システム研究所長)
福居 圭三 (管理部長)
後藤 昌美 (社会システム研究所 副所長)
高木 俊弥 (技術システム研究所 副所長)

編集委員会は論文を審査し掲載の可否を決定する。
編集委員会は論文審査に際し必要に応じて編集委員以外の専門家の
意見を求めることができる。

編集事務局 〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

(株)原子力安全システム研究所 管理部

TEL 0770-37-9100

FAX 0770-37-2008

URL <https://www.inss.co.jp>

INSS JOURNAL VOL.32 2025

2025年10月発行

© 2025 Institute of Nuclear
Safety System ,Incorporated

— 禁無断転載 —

編 集 (株)原子力安全システム研究所

「INSS JOURNAL」編集委員会

発 行 (株)原子力安全システム研究所

制 作 若越印刷(株)



株式会社 **原子力安全システム研究所**

〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

TEL 0770-37-9100 FAX 0770-37-2008

URL <https://www.inss.co.jp>

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

64 Sata, Mihama-cho, Mikata-gun

Fukui 919-1205, Japan

TEL 0770-37-9100 FAX 0770-37-2008

URL <https://www.inss.co.jp>